

島原本広第244号
平成24年8月3日

島根県知事 溝口善兵衛様

中国電力株式会社
常務取締役 島根原子力本部
本部長 古林行雄

島根原子力発電所2号機の安全性に関する総合評価（一次評価）に係る
報告書の提出について

標記について、平成23年7月22日付け「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成23・07・20原院第1号）に基づき、本日、添付のとおり経済産業省へ報告しましたので、島根原子力発電所周辺地域住民の安全確保等に関する協定第8条第1項（9）に基づきご連絡いたします。

添付

島根原子力発電所2号機の安全性に関する総合評価（一次評価）に係る報告書の提出について

以上



電原運第74号
平成24年8月3日

経済産業省
原子力安全・保安院長
深野 弘行 殿

広島市中区小町4番33号
中国電力株式会社
取締役社長 荻田 知英

島根原子力発電所2号機の安全性に関する総合評価（一次評価）に係る報告書の
提出について

平成23年7月22日付け「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成23・07・20 原院第1号）に基づき、島根原子力発電所2号機の安全性に関する総合評価（一次評価）を行い、その結果を取りまとめましたので、別紙のとおり報告いたします。

別紙 発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価（一次評価）に係る報告書
（島根原子力発電所2号機）

以 上

発電用原子炉施設の安全性に関する
総合評価（一次評価）に係る報告書
（島根原子力発電所2号機）

平成24年8月
中国電力株式会社

目 次

1. はじめに
2. 発電所の概要
3. 総合評価（一次評価）の手法
 - 3.1 評価対象時点
 - 3.2 評価項目
 - 3.3 評価実施方法
 - 3.4 品質保証活動
4. 多重防護の強化策
 - 4.1 アクシデントマネジメント対策
 - 4.2 緊急安全対策および更なる信頼性向上対策
 - 4.3 外部電源の信頼性確保
 - 4.4 シビアアクシデントへの対応に係る措置
5. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果
 - 5.1 地震
 - 5.2 津波
 - 5.3 地震と津波の重畳
 - 5.4 全交流電源喪失
 - 5.5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失
 - 5.6 その他のシビアアクシデントマネジメント
6. まとめ

1. はじめに

平成 23 年 7 月 6 日，原子力安全委員会から経済産業省に対し，「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に関する報告について」(平成 23 年 7 月 6 日付け 23 安委決第 7 号)により，既設の発電用原子炉施設について，設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して，総合的に評価を行うよう要請された。

これを受け，平成 23 年 7 月 22 日，原子力安全・保安院から当社に対し，「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」(平成 23 年 7 月 22 日付け平成 23・07・20 原院第 1 号)(以下，「指示文書」という。)が発出され，同日これを受領した。

本報告書は，指示文書に基づき，島根原子力発電所 2 号機(以下，「島根 2 号機」という。)の安全性に関する総合評価における一次評価結果について報告するものである。

2. 発電所の概要

島根原子力発電所は、島根半島の中央、日本海に面した島根県松江市鹿島町に立地しており、2基の原子炉（島根1号機、島根2号機）と建設段階の島根3号機がある。島根原子力発電所の全体配置図を図2-1に示す。

敷地面積は約192万m²であり、敷地形状は輪谷湾を中心とした半円状となっており、東西および南側を山に囲まれている。

島根2号機は、敷地中央部の輪谷湾に面し、島根1号機の西側に隣接している。原子炉建物は海岸線にほぼ平行に設置し、タービン建物は原子炉建物の北側に、廃棄物処理建物は原子炉建物の東側に、主変圧器はタービン建物の北側に設置している。開閉所は原子炉建物南西側の標高約44mに整地造成した敷地に設置している。管理事務所は島根1号機の東側に設置している。

敷地は、タービン建物北側を標高8.5m、南側を標高15mに整地している。

島根2号機は、昭和58年9月22日に原子炉設置変更許可を受け、昭和59年7月10日に着工した。平成元年2月10日に営業運転を開始し、今日に至っている。

島根2号機的主要な系統および設備の概要を表2-1、設備概要図を図2-2に示す。

表2-1 島根2号機的主要な系統および設備の概要

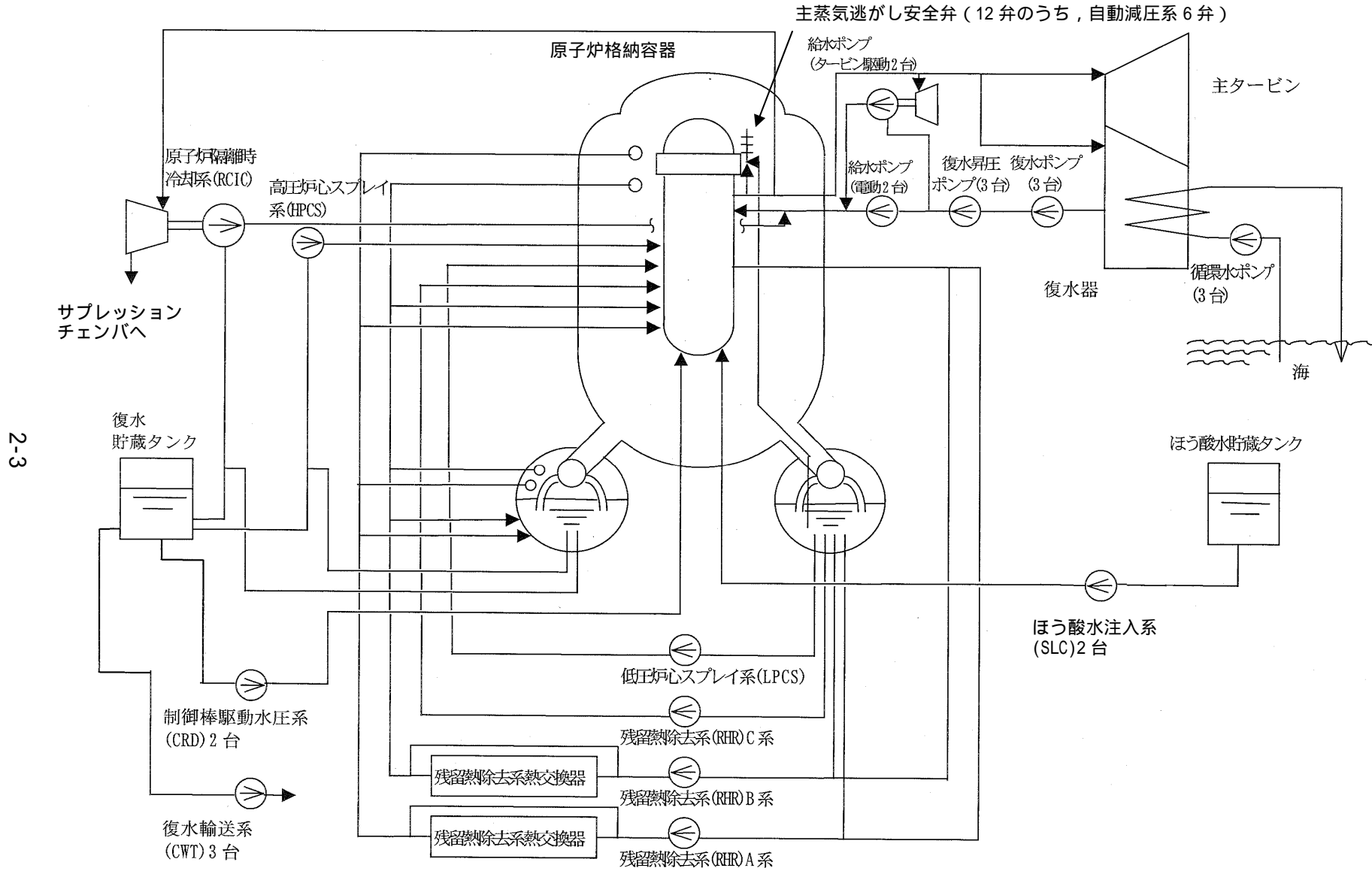
| | | |
|-----------|------------------|--|
| 原子炉型式 | BWR - 5 | |
| 格納容器型式 | Mark 改良型 | |
| 定格熱出力 | 2,436 MW | |
| 燃料集合体 | 560体 | |
| 制御棒本数 | 137本 | |
| 使用済燃料貯蔵能力 | 3,518体 | |
| 安全設備 | 原子炉の停止に関する系統 | 原子炉保護系 (2系統) 制御棒および制御棒駆動水圧系 (137本, ポンプ2台) ほう酸水注入系 (ポンプ2台) |
| | 炉心の冷却に関する系統 | 高圧炉心スプレイ系 (ポンプ1台) 自動減圧系 (6弁 ¹) 低圧炉心スプレイ系 (ポンプ1台) 残留熱除去系(低圧注水) (ポンプ3台) 原子炉隔離時冷却系 (ポンプ1台 ²) |
| | 放射性物質の閉じ込めに関する系統 | 原子炉格納容器 残留熱除去系(格納容器冷却) (ポンプ2台) |
| | 安全機能をサポートする系統 | 非常用ディーゼル発電機 (発電機2台) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (発電機1台) 原子炉補機冷却系 (ポンプ4台) 原子炉補機海水系 (ポンプ4台) 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (ポンプ1台) 高圧炉心スプレイ補機海水系 (ポンプ1台) |

1 主蒸気逃がし安全弁と共用

2 原子炉隔離時冷却系はタービン駆動



図 2-1 島根原子力発電所の全体配置図



2-3

図 2-2 島根 2 号機設備概要図

3. 総合評価（一次評価）の手法

3.1 評価対象時点

島根2号機における総合評価（一次評価）は、平成24年5月31日時点における施設と管理状態を対象とする。

3.2 評価項目

評価対象事象は、指示文書に基づき、以下の6項目について評価を実施する。

【個別評価項目】

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・全交流電源喪失
- ・最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失
- ・その他のシビアアクシデントマネジメント

3.3 評価実施方法

安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているかを評価する。評価は、許容値等に対し、どの程度の裕度を有するかという観点から行う。なお、許容値等については、施設・機器等の実質的な耐力に比して余裕を持って設定されている場合は、必要に応じ、技術的に妥当性を示せる範囲においてその余裕を考慮した値を用いることとする。

また、設計上の想定を超える事象に対し安全性を確保するために取られている措置について、多重防護の観点からその効果を示す。

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性および限界を示す。

評価にあたって、3.2項の各評価項目に対する共通的な前提条件および留意点については以下のとおりとする。

- (1) 決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。
- (2) 防護措置の評価にあたっては、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の後に緊急安全対策として実施した措置の効果（裕度向上の程度など）を評価・明示する。

さらに、将来的に更なる措置を行う場合は、その措置内容と措置の効果（裕度向上の程度など）についても参考としてまとめる。

- (3) 原子炉および燃料プールが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては、合理的な想定が可能な場合を除き、一度機能を失った機器等の機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。

起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転条件を想定するとともに、燃料プールが使用済燃料で満たされる等最も厳しいプラント状況を想定する。

- (4) 機器については、通常の保全活動において、取替えや手入れ等により機能維持を図っているが、一部の経年劣化は機器等に影響を与える応力を増加させる可能性があるため、経年劣化については以下のとおり考慮する。
- a. 「地震」に係る評価においては、地震動により、機器等に影響を与える応力を増加させる可能性があるため、経年劣化を考慮する対象とする。
 - b. 「津波」に係る評価においては、機器等の最下部が浸水すれば直ちに機能喪失するとの評価を行い、強度的な評価を伴わないことから、経年劣化の影響は評価結果に影響をおよぼさないため、経年劣化の検討対象外とする。
 - c. 「地震」、「津波」以外の「全交流電源喪失」等に係る評価においては、事象の進展を防止するための緩和手段に必要な水や軽油等の量について評価することから、経年劣化の影響は評価結果に影響をおよぼさないため検討対象外とする。

3.4 品質保証活動

当社は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」を適用規格とする品質マネジメントシステム（以下、「QMS」という。）を構築するとともに、この考え方を「島根原子力発電所 原子炉施設保安規定」にも明確に位置づけ、当社の保安活動全てをQMSのもとで実施している。

指示文書への対応においても、QMSの仕組みのもと、総合評価を実施する。

評価の過程において実施するプラントメーカーへの解析業務の委託についても、QMSの仕組みのもと、「J A N T I - G Q A - 01 - 第 1 版 原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成 22 年 12 月）」を反映した「調達管理基本要領」に基づき、調達管理を実施している。

4. 多重防護の強化策

島根2号機は、「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」(平成4年7月付け通商産業省)に基づき、アクシデントマネジメント対策を整備している。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策等により、更なる信頼性向上を図っている。

4.1 アクシデントマネジメント対策

アクシデントマネジメント対策については、「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」(平成4年7月付け通商産業省)に基づき、平成6年3月に「島根原子力発電所2号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」(以下、「AM検討報告書」という。)を通商産業省(現経済産業省)に報告し、表4-1の通り対策を整備し、平成14年5月に「島根原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(以下、「AM整備報告書」という。)を経済産業省に報告している。

AM検討報告書およびAM整備報告書で報告したアクシデントマネジメント対策についての詳細を添付4.1-1に示す。また、これらの対策についての実効性を確保するため、組織体制の整備、手順書の整備、教育・訓練の実施について整備したアクシデントマネジメントの実効性確保についての詳細を添付4.1-2に示す。

表 4-1 アクシデントマネジメント対策

| 機能 | 平成6年3月以前に整備した対策 | 追加整備した対策 (以下、「AM対策」という。) |
|------------------|--|---|
| 原子炉停止機能 | <ul style="list-style-type: none"> ・手動スクラム ・水位制御およびほう酸水注入系の手動操作 | <ul style="list-style-type: none"> ・代替反応度制御(再循環ポンプトリップおよび代替制御棒挿入) |
| 原子炉および格納容器への注水機能 | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系等の手動起動 ・原子炉の手動減圧および低圧注水操作 ・代替注水手段(給復水系, 制御棒駆動水圧系による原子炉への注水手段) | <ul style="list-style-type: none"> ・代替注水手段(復水輸送系, 消火系による原子炉・格納容器への注水手段) ・原子炉減圧の自動化 |
| 格納容器からの除熱機能 | <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器冷却系の手動起動 ・窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉浄化系, ドライウェル冷却機を利用した代替除熱 ・残留熱除去系の故障機器の復旧 ・格納容器ベント(耐圧強化ベント) |
| 安全機能のサポート機能 | <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機の手動起動 ・電源融通(高圧) | <ul style="list-style-type: none"> ・電源融通(低圧) ・電源融通(高圧炉心スプレイ系専用ディーゼル発電機からの6.9kV融通) ・非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧 |

4.2 緊急安全対策および更なる信頼性向上対策

平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえて発出された経済産業大臣指示文書「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」（平成 23 年 3 月 30 日付け平成 23・03・28 原第 7 号）に基づき、津波により 3 つの機能（交流電源を供給する全ての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能および燃料プールを冷却する全ての設備の機能）を喪失したとしても、炉心損傷および使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ、原子炉施設の冷却機能の回復を図るための緊急安全対策について、平成 23 年 4 月 22 日に「島根原子力発電所における緊急安全対策に係る実施状況報告書」、平成 23 年 5 月 2 日に「島根原子力発電所における緊急安全対策に係る実施状況報告書（補正）」（以下、この 2 つの報告書を「緊急安全対策報告書」という。）にて報告し、表 4-2 に示すとおり緊急安全対策について整備するとともに、更なる信頼性向上対策の整備を進めている。

詳細を添付 4.2、津波発生時の想定事象への対応措置を図 4-1、図 4-2 に示す。

表 4-2 緊急安全対策および更なる信頼性向上対策

| 項目 | 緊急安全対策 | 更なる信頼性向上対策 |
|-----------------------|---|--|
| 緊急時の電源確保 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧発電機車および可搬式発電機の配備 ・ 高圧発電機車および可搬式発電機からの電源供給のための資機材の整備 ・ 高圧発電機車および可搬式発電機からの電源供給手順の整備 ・ 発電機用の燃料補給手段の確保 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用発電機の設置 ・ 燃料抜取り手段の確保 |
| 緊急時の最終的な除熱機能の確保 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 消防ポンプ車等の配備 ・ 水源を確保するために必要な資機材の整備 ・ 消防ポンプ車等による代替注水手順の整備 ・ 原子炉格納容器ベント用資機材の確保 ・ 原子炉補機海水系の復旧用資機材の確保 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機海水ポンプ電動機の予備品の確保 ・ 原子炉補機海水系へ接続する可搬式ディーゼル駆動ポンプの確保 ・ 可搬式エンジン駆動ポンプの確保 |
| 緊急時の燃料プールの冷却確保 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 消防ポンプ車等の配備 ・ 水源を確保するために必要な資機材の整備 ・ 消防ポンプ車等による代替注水手順の整備 | |
| 発電所の構造等を踏まえた当面必要となる対策 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 建物の浸水防止対策 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 建物の浸水防止対策の強化 ・ 防波壁の強化 ・ 海水系ポンプエリアの浸水防止対策 |

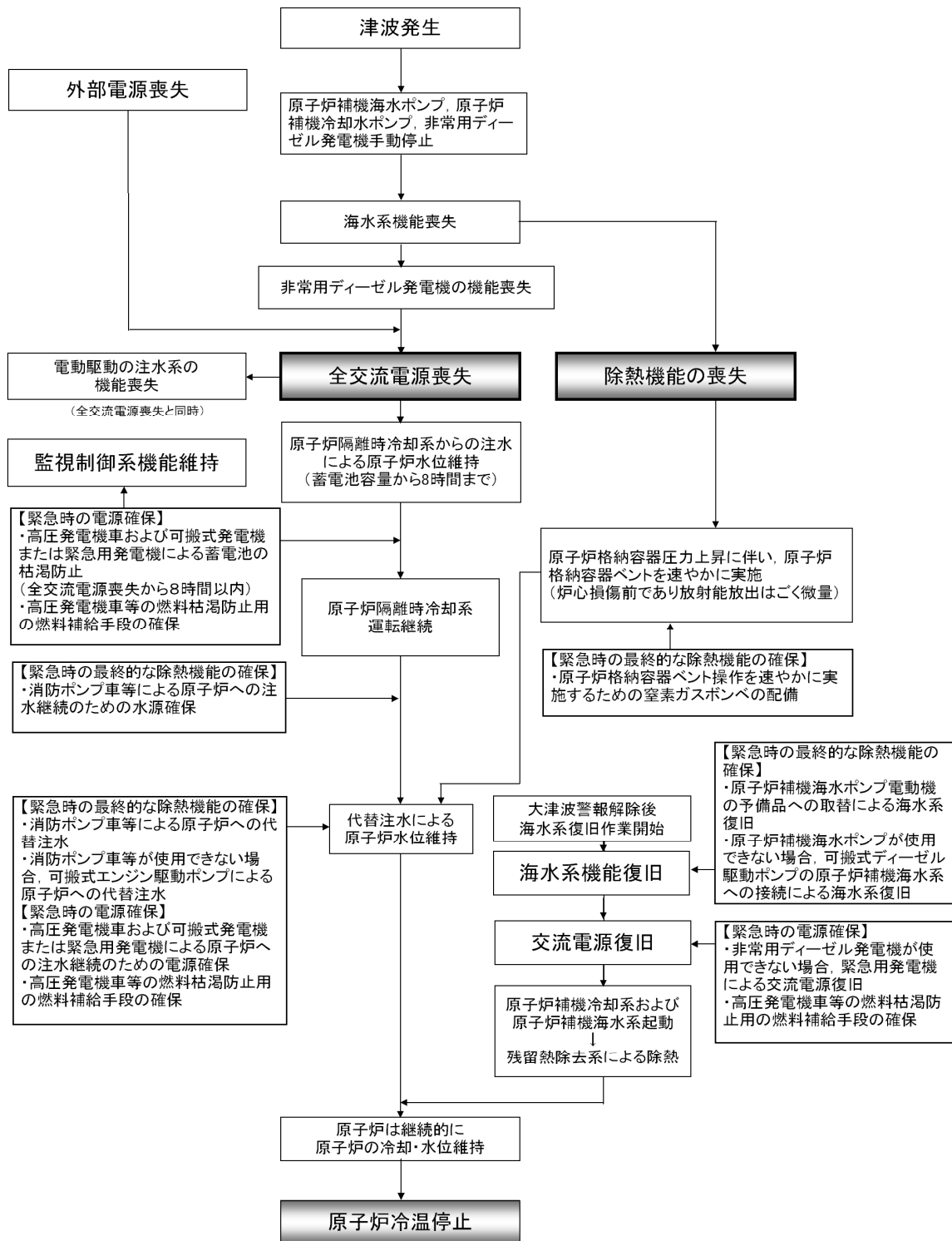


図 4-1 津波発生時の想定事象への対応措置（原子炉冷却）

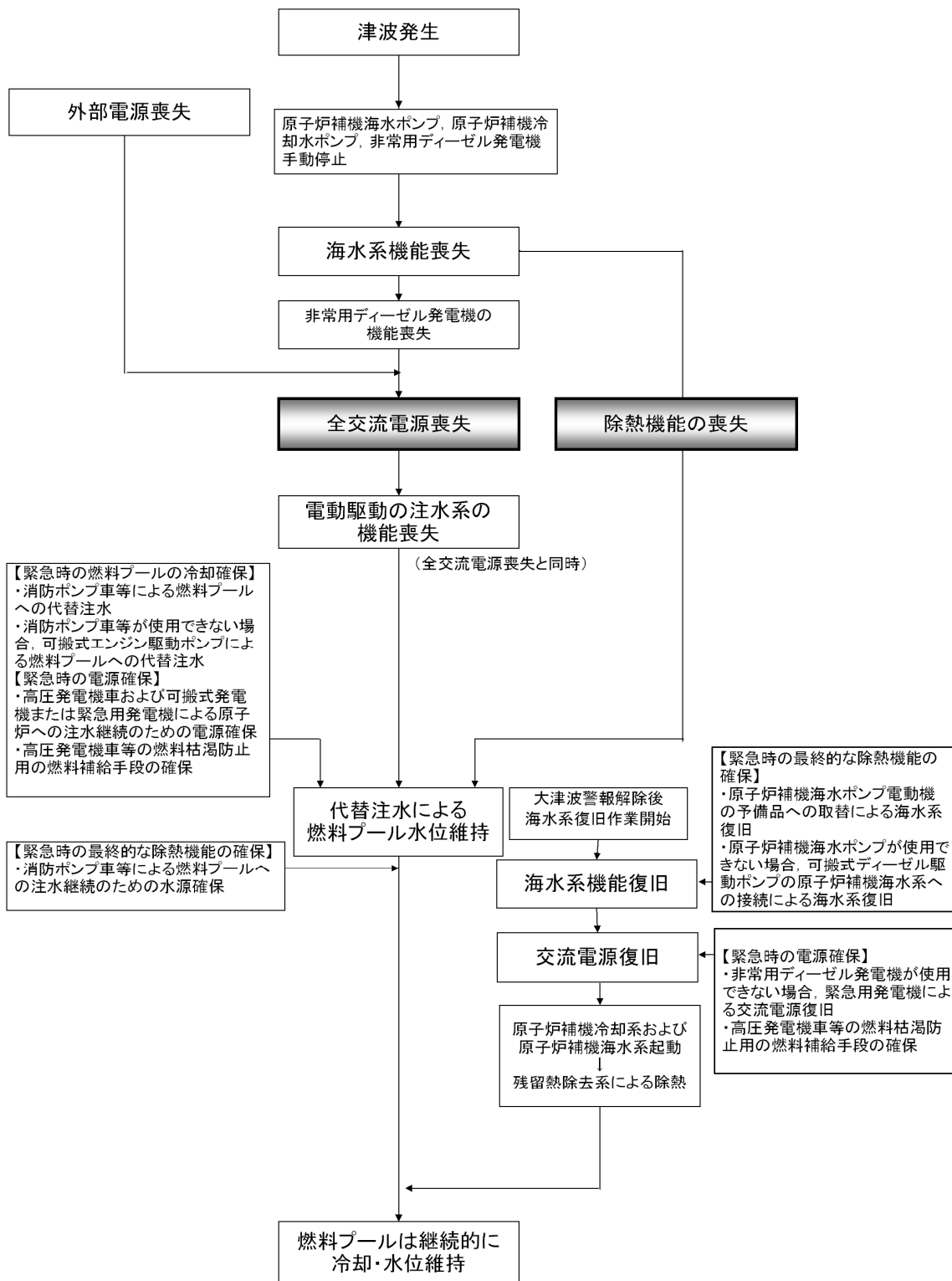


図 4-2 津波発生時の想定事象への対応措置（燃料プール冷却）

4.3 外部電源の信頼性確保

平成 23 年 4 月 7 日に発生した宮城県沖の地震により、東北電力株式会社管内において広域にわたる停電が発生し、東通原子力発電所等において一時的に外部電源の喪失が発生したことを踏まえ、平成 23 年 4 月 15 日に発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について(指示)(平成 23・04・15 原院第 3 号)」に基づき、原子力発電所等への電力の供給信頼性を更に向上させるための対策について、平成 23 年 5 月 16 日に「島根原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る実施状況報告書」により報告した。

また、平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震による揺れで、福島第一原子力発電所内の開閉所の遮断器等に損傷が発生したことを踏まえ、平成23年6月7日に発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(指示)」(平成23・06・07原院第1号)に基づき、開閉所等の電気設備が地震により機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性についての影響評価等を実施し、平成23年7月7日に「島根原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(報告)」により報告した。その後、東京電力株式会社が原子力安全・保安院へ報告した「福島第一原子力発電所内外の電気設備の被害状況等に係る記録に関する報告を踏まえた対応について(指示)に対する追加報告について」(平成24年1月19日)を踏まえ、平成24年1月19日発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(追加指示)」(平成24・01・17原院第1号)に基づき、原子力発電所の開閉所の電気設備及び変圧器において、今後発生する可能性のある地震を入力地震動に用いた耐震性の評価及び追加的な対策の実施に関する計画について、平成24年2月17日に「島根原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の耐震性評価実施計画書」により報告し、現在対象設備の耐震性評価を行っているところである。

詳細を表 4-3 および添付 4.3 に示す。

表 4-3 外部電源の信頼性確保のための措置

| 項目 | 措置内容 |
|--------------------|--|
| 外部電源の供給信頼性の更なる向上策 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 500kV 送電線から 1, 2 号機の非常用母線へ給電する回線の新設 ・ 66kV 送電線から 3 号機の非常用母線へ給電する回線の新設 |
| 送電鉄塔に関する耐震性向上策 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 耐震性に優れた支持がいしへの取り替えまたは免震装置の取付 |
| 開閉所等の電気設備の津波影響防止対策 | <ul style="list-style-type: none"> ・ EL 8.5m に設置されている外部電源の受電に供する変圧器に対する防水壁の設置 |
| 開閉所等の電気設備の耐震性評価 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 開閉所設備および変圧器について、J E A G 5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」による耐震性評価を実施し、設計上の裕度を確認 ・ 島根原子力発電所の基準地震動 S_s をもとに、対象設備の耐震性を評価 |

「EL」は東京湾平均海面(T.P.)を基準としたレベル

4.4 シビアアクシデントへの対応に係る措置

平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故に関する国の報告書において、追加的な知見が得られたことを踏まえ、平成 23 年 6 月 7 日に発出された経済産業大臣指示文書「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）（平成 23・06・07 原第 2 号）」に基づき、中央制御室の作業環境の確保等について、平成 23 年 6 月 14 日に「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書」にて報告し、表 4-4 のシビアアクシデント対応措置を整備している。

詳細を添付 4.4 に示す。

表 4-4 シビアアクシデント対応措置

| 項目 | 措置内容 |
|-----------------------------------|---|
| 中央制御室の作業環境の確保 | <ul style="list-style-type: none"> ・高圧発電機車の追加配備 ・手順書の整備 |
| 緊急時における発電所構内通信手段の確保 | <ul style="list-style-type: none"> ・トランシーバの追加配備 ・有線の簡易通話装置（乾電池式）の配備 ・可搬式蛍光灯の配備 |
| 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備 | <ul style="list-style-type: none"> ・高線量対応防護服の配備 ・「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の提供資機材リストにない資機材の原子力事業者間等での相互融通について、協定に準ずる文書での確認 ・緊急時に放射線管理要員以外の要員が現場での放射線測定等の放射線管理業務を助勢できる仕組みの整備 |
| 水素爆発防止対策 | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物天井への穴あけ作業に必要な資機材の配備 ・原子炉建物天井への穴あけ作業に関する手順書の整備 ・原子炉建物内の水素検知器および水素の放出設備の設置 |
| がれき撤去用の重機の配備 | <ul style="list-style-type: none"> ・ホイールローダ等の配備 ・非常災害時、ホイールローダ等の重機および運転員を優先して提供することについての協力会社との覚書の締結 ・当社社員が当該車両の運転操作を実施できる体制の整備 |

以上の多重防護の強化策の整備にあたっては、訓練により対策の有効性について確認し、必要により追加策の検討、手順書の見直し等を行うことで、継続的な改善を図っている。

また、計画的な教育および訓練により、対策の実効性向上を図っている。

5. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果

5.1 地震

5.1.1 評価実施事項

(1) 建物，系統，機器等の耐震裕度評価

地震動が，設計上の想定を超える程度に応じて，耐震Sクラスおよび燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの建物，系統，機器等（以下，「設備」という。）が損傷・機能喪失するか否かを評価基準値との比較もしくは確率論的安全評価（以下，「PSA」という。）の知見等を踏まえて評価する。

(2) クリフエッジの特定

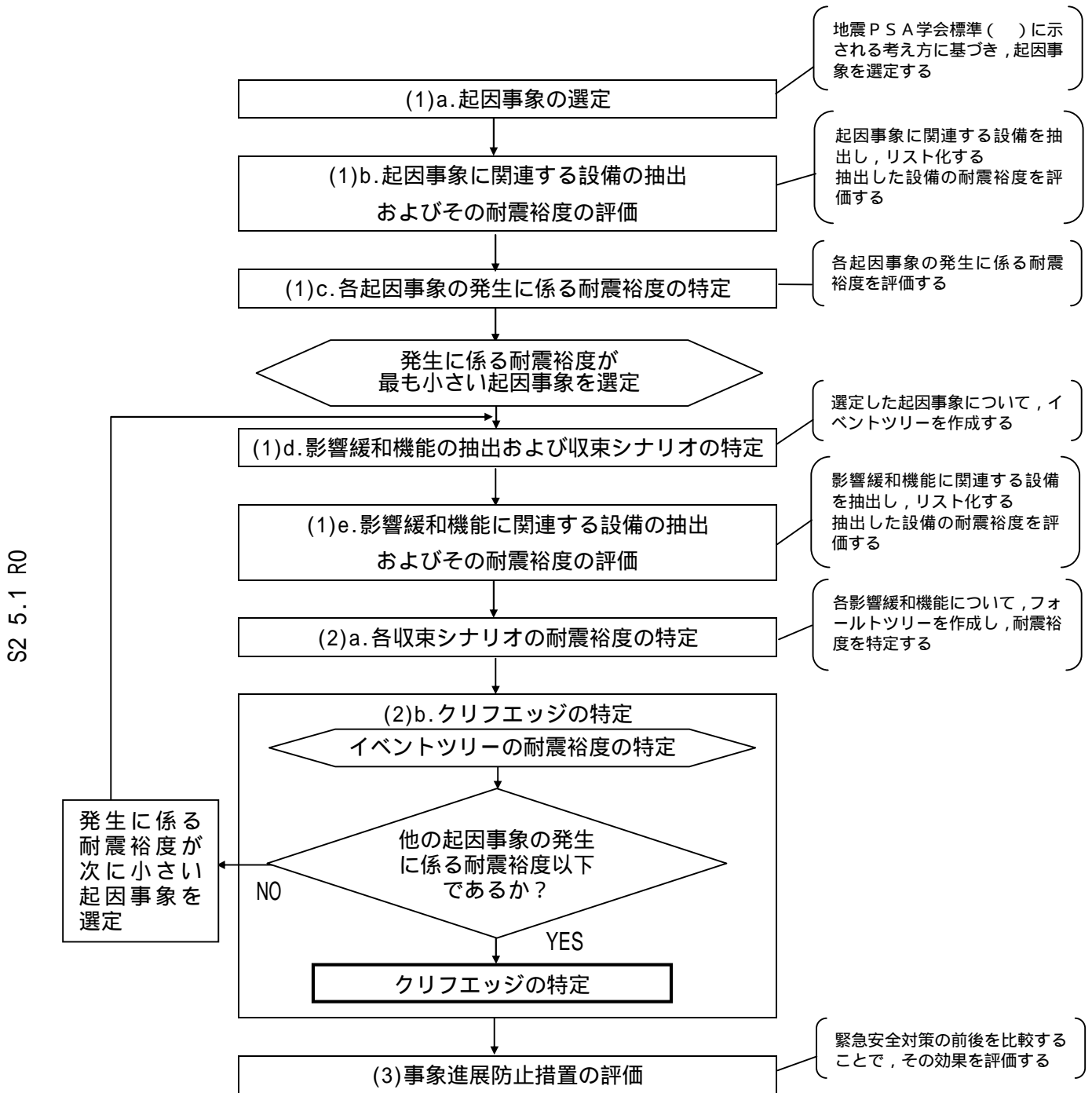
(1)の評価結果を踏まえて，発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し，クリフエッジの所在を特定する。また，そのときの耐震裕度の大きさを明らかにする。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め，燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について，多重防護の観点から，その効果を示す。

5.1.2 評価方法

原子炉にある燃料および燃料プールにある燃料を対象に、以下の評価を実施する（図 5.1-1）。



：日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007（2007年9月）」

図 5.1-1 クリフエッジ評価に係るフロー図（地震）

(1) 建物，系統，機器等の耐震裕度の評価

a. 起回事象の選定

原子炉にある燃料および燃料プールにある燃料について，以下の考え方に基づき，地震を起因として燃料の重大な損傷に至る事象を選定する。

- ・原子炉にある燃料については，地震P S A学会標準に示される考え方に基づき選定する。
- ・燃料プールにある燃料については，燃料プールの保有水の流出や冷却機能喪失に伴うプール水位の低下に着目し，選定する。

b. 起回事象に関連する設備の抽出およびその耐震裕度の評価

(a) 起回事象に関連する設備の抽出

耐震Sクラスおよび燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの設備から，a.項において選定した各起回事象の発生に直接関連する設備を評価対象設備として抽出する（添付 5.1-1）。

(b) 起回事象に関連する設備の耐震裕度の評価

(a)項において抽出した設備について，基準地震動 S_s に対する耐震裕度を評価する（添付 5.1-2,3）。

ア. 評価条件

(ア) 評価用地震動は，耐震バックチェックにおいて策定した基準地震動 S_s とする。

(イ) 地震応答解析モデルおよび解析諸元等については，原則，耐震バックチェックと同様のものとする。

(ウ) 発生値は，耐震バックチェックと同様の手法により算出することを基本とし，基準地震動 S_s に対して算出する。なお，敷地前面海域活断層の連動を考慮して新たに策定した基準地震動 $S_s - 3$ に対しては，クリフエッジに関連する設備を対象として発生値を算出する。

(エ) 評価基準値は，以下のとおり耐震バックチェックと同様の値を用いることを基本とする。

- ・構造強度に係る評価基準値は，規格基準で規定されている値，もしくは試験等で妥当性が確認された値を用いるが，必要に応じ，設計引張強さ（ S_u ）等を用いる。
- ・動的機能に係る評価基準値は，規格基準で規定されている値，もしくは試験等で妥当性が確認された値を用いる。また，機能確認済加速度との比較による評価に加え，解析による評価も用いる。

(オ) 経年劣化については，島根原子力発電所の保守管理における実績，定期安全レビューおよび高経年化技術評価などの知見から，耐震裕度評価に影響する経年劣化事象を検討して評価を行う。

(カ) 耐震裕度の評価にあたり，基準地震動 S_s 相当以下で損傷・機能喪失すると考えられる耐震B，Cクラスの設備については，耐震裕度の評価を行わない。

イ. 耐震裕度の評価方法

(ア) 評価対象設備ごとに、発生値が評価基準値に達する地震力の基準地震動 S_s による地震力に対する倍率を算出し、耐震裕度を求める。

(イ) 回転機器などの構造強度評価と動的機能維持評価の両方の評価を実施している設備については、両方のうちの小さい裕度を耐震裕度とする。

c. 各起因事象の発生に係る耐震裕度の特定

a. 項において選定した各起因事象について、b. 項において求めた各設備の耐震裕度の評価結果から、各起因事象の発生に係る耐震裕度を特定する。

d. 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

起因事象の発生に係る耐震裕度が小さい順に起因事象を選定し、その起因事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成し、事象の進展を収束させるシナリオを特定する。

イベントツリーの作成にあたっては、これまでの P S A で用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起因事象に対するイベントツリーを基本とする。

e. 影響緩和機能に関連する設備の抽出およびその耐震裕度の評価

(a) 影響緩和機能に関連する設備の抽出

耐震 S クラスおよび燃料の重大な損傷に係り得るその他のクラスの設備から、d. 項において選定した起因事象の影響緩和機能に関連する設備を評価対象設備として抽出する（添付 5.1-1）。具体的には、フロントライン系¹の設備（主要設備）およびサポート系²の設備（補助設備）について、各起因事象の影響を緩和させるのに必要な設備を評価対象設備として抽出する。

1：各イベントツリーにおいて、安全機能を直接果たす系統をフロントライン系という。例えば、外部電源喪失では、原子炉停止、主蒸気逃がし安全弁による圧力制御、非常用炉心冷却系による注水等がこれに該当し、これらの機能を組み合わせて事象収束を図る。

2：フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等を供給する系統をサポート系という。例えば、非常用炉心冷却系の機能確保には、監視・制御のための直流電源やポンプ駆動のための交流電源等の機能が必要となる。

(b) 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度の評価

ア. 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度の評価

(a) 項において抽出した設備について、基準地震動 S_s に対する耐震裕度を評価する。

なお、評価条件および評価方法については、b. (b) 項と同様である。

1. 影響緩和機能の耐震裕度の特定

d. 項において特定した各収束シナリオに含まれる影響緩和機能の耐震裕度を特定する。具体的には、各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し、各影響緩和機能を構成する各設備の耐震裕度を整理し、最も小さい耐震裕度を当該影響緩和機能の耐震裕度として特定する。

(2) クリフエッジの特定

a. 各収束シナリオの耐震裕度の特定

(1)e. 項において求めた影響緩和機能の耐震裕度から、各収束シナリオの耐震裕度を特定する。

なお、各収束シナリオの耐震裕度は、必要な各影響緩和機能の耐震裕度のうち、最も小さいものとなる。

b. クリフエッジの特定

a. 項において求めた収束シナリオの耐震裕度から、当該起因事象のイベントツリーの耐震裕度を特定する。当該起因事象のイベントツリーの耐震裕度は、イベントツリーに収束シナリオが複数ある場合には、それらのシナリオの耐震裕度のうち、最も大きいものとなる。

各起因事象のイベントツリーの耐震裕度の中からクリフエッジを特定する。

クリフエッジは各起因事象のイベントツリーの耐震裕度のうち、最も小さいものとなる。

なお、(1)a. 項において、燃料の重大な損傷に至るすべての起因事象を抽出しているが、それぞれの起因事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起因事象の発生に係る耐震裕度も異なった値となることを踏まえ、クリフエッジを評価するためには、(1)a. 項において抽出された起因事象に対して、起因事象の発生に係る耐震裕度の小さい起因事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。つまり、発生に係る耐震裕度が最も小さい起因事象のイベントツリーの耐震裕度が、次に発生する起因事象の発生に係る耐震裕度以下となる場合においては、その起因事象自体が発生し得ないこととなるため、それ以上の評価は必要ない。

(3) 事象進展防止措置の評価

a. 事象進展防止措置の特定

(1)d. 項のイベントツリーを基に、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、4.2項に示す整備済みの緊急安全対策および更なる信頼性向上対策から必要な措置を特定する。

b. 緊急安全対策実施前後の耐震裕度の比較

a. 項の措置について、当該措置を実施したことにより、どのように燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止できるか、イベントツリーで明確化すると

ともに、耐震裕度の改善度合いを評価する。

5.1.3 評価結果

(1) 原子炉にある燃料に対する評価

a. 建物，系統，機器等の耐震裕度の評価

(a) 起因事象の選定

地震を起因として燃料の重大な損傷に至る事象として，地震 P S A 学会標準に示される考え方に基づき，以下の事象を選定した（図 5.1-2）。

【起因事象】

- ・ 外部電源喪失
- ・ 交流電源喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 計装・制御系喪失に伴う制御不能
- ・ 最終ヒートシンク喪失
- ・ 原子炉冷却材喪失
- ・ スクラム失敗
- ・ 炉心損傷直結

：外部電源喪失の収束シナリオに含めて考慮する。

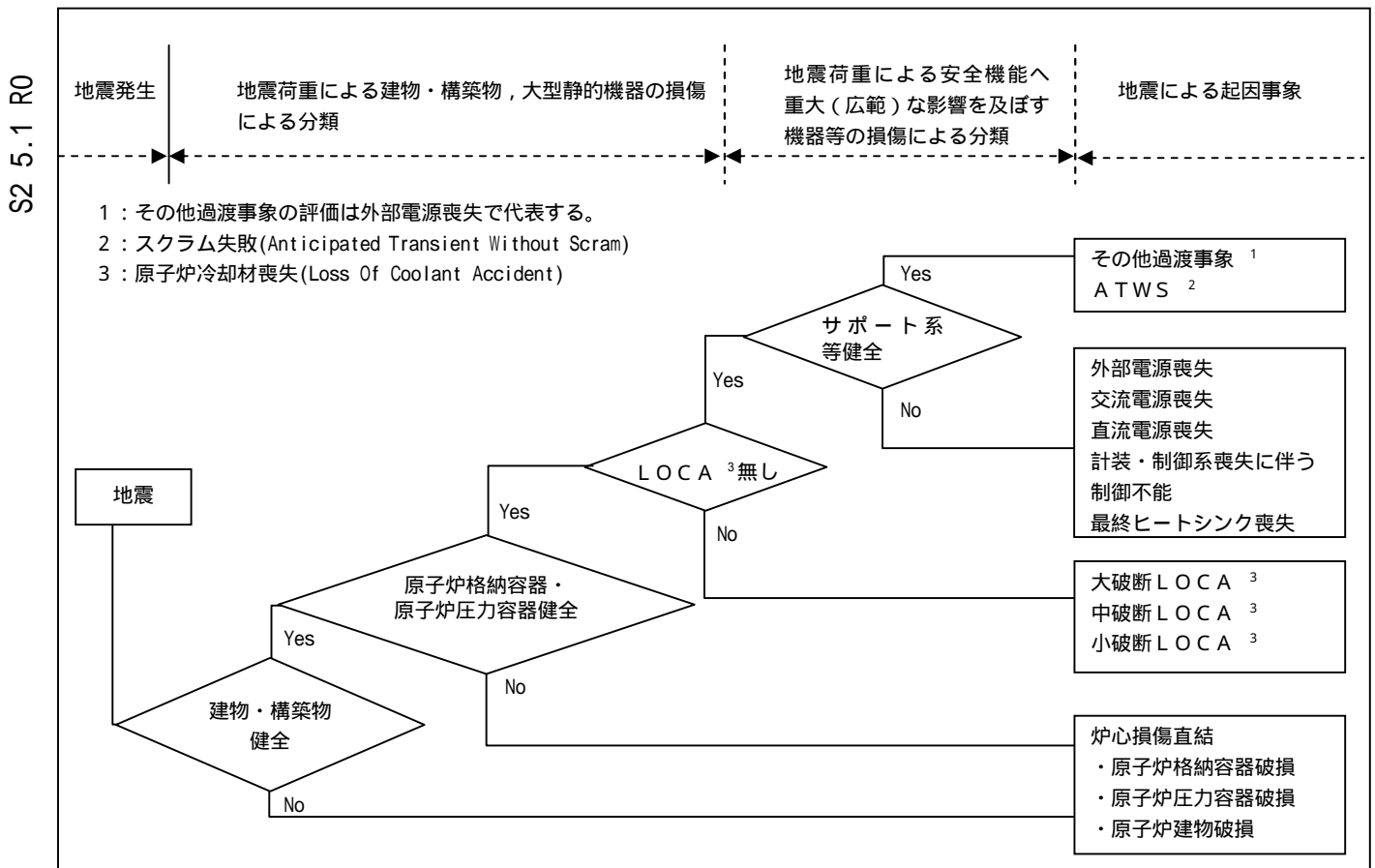


図 5.1-2 燃料の重大な損傷に至る起因事象の選定フロー図

(b) 起因事象に関連する設備の抽出およびその耐震裕度の評価

ア. 起因事象に関連する設備の抽出

各起因事象に関連する設備を添付 5.1-1 で整理し、添付 5.1-4 のとおり抽出した。

イ. 起因事象に関連する設備の耐震裕度の評価

ア.項において抽出した設備について、発生値、評価基準値および損傷モードを整理した上で、添付 5.1-4 のとおり耐震裕度を評価した。

(c) 各起因事象の発生に係る耐震裕度の特定

各起因事象について、各設備の耐震裕度の評価結果を用いて、起因事象の発生に係る耐震裕度を、表 5.1-1 のとおり特定した。

起因事象の発生に係る耐震裕度が最も小さいのは「外部電源喪失」であり、耐震Cクラス設備の破損により発生することから、基準地震動 S_s 相当以下で発生すると考えられる。

これ以外の起因事象については、耐震Sクラス設備の破損により発生するものであり、次に発生に係る耐震裕度の小さい起因事象は「炉心損傷直結」であり、その発生に係る耐震裕度は1.69となった。

以上より、起因事象の発生に係る耐震裕度が最も小さい「外部電源喪失」に対して、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーより収束シナリオを特定する。

その他の起因事象については、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度が次に発生する起因事象の発生に係る耐震裕度を上回った場合にイベントツリーを作成して評価する。

表 5.1-1 各起因事象の発生に係る耐震裕度の評価結果（原子炉）

| 起因事象 | 設備 | 耐震裕度 |
|----------|-------------------|------|
| 外部電源喪失 | 工学的判断 | ~1.0 |
| 原子炉冷却材喪失 | 原子炉再循環系配管 | 1.97 |
| スクラム失敗 | 制御棒挿入性 | 2.0 |
| 炉心損傷直結 | 原子炉圧力容器 スタビライザ | 1.69 |

：がいしなどの損傷により基準地震動 S_s に至るまでに機能喪失すると想定

(d) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

「外部電源喪失」に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付 5.1-5 のとおりイベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。

なお、耐震裕度の評価を行わない耐震B、Cクラス設備については、基準地震動 S_s 相当の地震によりすべて機能喪失するものと想定し、イベントツリーにおいては、破線で識別した。

基準地震動 S s 相当以上の地震において期待できる収束シナリオは、以下の 6 通りである。

シナリオ ~ は、起因事象発生後、原子炉停止および原子炉の圧力制御に成功し、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機により交流電源を確保している状態である。

シナリオ : 主蒸気逃がし安全弁による原子炉の圧力制御とともに高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水を継続する。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションチェンバに導かれるため、残留熱除去系により除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ において、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水に失敗した場合は、高圧系の高圧炉心スプレイ系による注水を継続する。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションチェンバに導かれるため、残留熱除去系により除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ において、残留熱除去系による除熱に失敗した場合は、格納容器ベントにより除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ , において、高圧系の高圧炉心スプレイ系による注水に失敗した場合は、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、低圧系の残留熱除去系等による注水を行う。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションチェンバに導かれるため、残留熱除去系により除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ において、残留熱除去系による除熱に失敗した場合は、格納容器ベントにより除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ は、起因事象発生後、原子炉停止および原子炉の圧力制御に成功するが、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および高圧電源融通による電源供給に失敗している状態である。

シナリオ : 主蒸気逃がし安全弁による原子炉の圧力制御とともに蓄電池(直流電源)にて起動する高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水により原子炉の水位を維持する。

緊急安全対策で配備した高圧発電機車により交流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、送水車による注水を行う。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションチェンバに導かれるため、格納容器ベントに

より除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

(e) 影響緩和機能に関連する設備の抽出およびその耐震裕度の評価

7. 影響緩和機能に関連する設備の抽出

「外部電源喪失」の影響緩和機能を構成する設備について、添付 5.1-1 のとおり整理するとともに、添付 5.1-6 のとおり各影響緩和機能のフロントライン系およびサポート系を整理の上、添付 5.1-7 のとおり抽出した。

また、これら影響緩和機能に係る概略系統図を添付 5.1-8 に示す。

1. 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度の評価

7.1項において抽出した設備について、発生値、評価基準値および損傷モードを整理し、添付 5.1-7 のとおり耐震裕度を評価した上で、添付 5.1-9 のとおりフォールトツリーにも展開した。

b. クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの耐震裕度の特定

「外部電源喪失」の収束シナリオを添付 5.1-10 のイベントツリーを用いて評価した結果、各収束シナリオの耐震裕度のうち、シナリオ の耐震裕度が最も大きく、耐震裕度は 2.0 となった。

(b) クリフエッジの特定

「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は 2.0 であり、「外部電源喪失」の次に発生する起因事象は緩和系の期待できない「炉心損傷直結」であり、その発生に係る耐震裕度は 1.69 である。

したがって、原子炉にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、耐震裕度 1.69 をクリフエッジとして特定した。

c. 事象進展防止措置の評価

(a) 事象進展防止措置の特定

緊急安全対策実施前における「外部電源喪失」を起因事象としたイベントツリーを添付 5.1-11 に示す。

緊急安全対策実施前においては、「外部電源喪失」となった場合、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機により交流電源を確保し、高圧系の原子炉隔離時冷却系または高圧炉心スプレイ系による注水を継続する手段を整備していた。

また、高圧系の原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による注水に失敗した場合は、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、低圧系の残留熱除去系等により注水する手段または復水輸送系等により代替注水する手段を整備していた。

更に、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給に失敗した場合は、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水に

より原子炉の水位を維持し，高圧電源融通により交流電源を確保した後，主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で，低圧系の残留熱除去系により注水する手段または復水輸送系等により代替注水する手段を整備していた。

緊急安全対策において，「外部電源喪失」となった場合，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および高圧電源融通による電源供給に失敗した場合に備え，高圧発電機車またはガスタービン発電機による電源供給手段を整備した。

また，低圧系の残留熱除去系による注水および復水輸送系等による代替注水に失敗した場合に備え，送水車による注水手段を整備した。

(b) 緊急安全対策実施前後の耐震裕度の比較

緊急安全対策実施前は，「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は 1.57 であった。

緊急安全対策実施後においては，「外部電源喪失」となった場合，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および高圧電源融通による電源供給に失敗したとしても，蓄電池（直流電源）が枯渇するまでに高圧発電機車により交流電源を確保することで，高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水の継続が可能となり，主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で，送水車による注水によって，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することが可能となる。

これらの対策により，「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は 2.0 に向上している。

(2) 燃料プールにある燃料に対する評価

a. 建物，系統，機器等の耐震裕度の評価

(a) 起回事象の選定

燃料プールにある燃料の重大な損傷に至る起回事象としては，燃料プール保有水の流出や燃料プールの冷却設備の機能喪失が考えられる。

燃料プール保有水が流出する原因としては，プール本体の損傷が考えられる。

また，燃料プールの冷却設備の機能喪失に至る原因としては，燃料プールを冷却する設備やサポート系の機能喪失が考えられる。

以上の損傷要因に関する分析から，評価対象とする起回事象として以下の事象を選定した。

【起回事象】

- ・ 外部電源喪失
- ・ 交流電源喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 計装・制御系喪失に伴う制御不能
- ・ 最終ヒートシンク喪失
- ・ 燃料プール損傷

: 外部電源喪失の収束シナリオに含めて考慮する。

(b) 起因事象に関連する設備の抽出およびその耐震裕度の評価

ア. 起因事象に関連する設備の抽出

各起因事象に関連する設備を添付 5.1-1 で整理し、添付 5.1-12 のとおり抽出した。

イ. 起因事象に関連する設備の耐震裕度の評価

ア.項において抽出した設備について、発生値、評価基準値および損傷モードを整理した上で、添付 5.1-12 のとおり耐震裕度を評価した。

(c) 各起因事象の発生に係る耐震裕度の特定

各起因事象について、各設備の耐震裕度の評価結果を用いて、起因事象の発生に係る耐震裕度を表 5.1-2 のとおり特定した。

起因事象の発生に係る耐震裕度が最も小さいのは「外部電源喪失」であり、耐震Cクラス設備の破損により発生することから、基準地震動 S_s 相当以下で発生すると考えられる。

「燃料プール損傷」については、耐震Sクラス設備の破損により発生するものであり、発生に係る耐震裕度は 1.96 となった。

以上より、起因事象の発生に係る耐震裕度が最も小さい「外部電源喪失」に対して、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーより収束シナリオを特定する。

なお、「燃料プール損傷」は、影響緩和機能に関係なく燃料プール内の燃料の重大な損傷を発生させることからイベントツリーを作成しないものとする。

表 5.1-2 各起因事象の発生に係る耐震裕度の評価結果（燃料プール）

| 起因事象 | 設備 | 耐震裕度 |
|---------|-------------|------|
| 外部電源喪失 | 工学的判断 | ~1.0 |
| 燃料プール損傷 | 原子炉建物天井クレーン | 1.96 |

: がいしなどの損傷により基準地震動 S_s に至るまでに機能喪失すると想定

(d) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

「外部電源喪失」に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付 5.1-13 のとおりイベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。

なお、耐震裕度の評価を行わない耐震B、Cクラス設備については、基準地震動 S_s 相当の地震によりすべて機能喪失するものと想定し、イベントツリーにおいては、破線で識別した。

基準地震動 S_s 相当以上の地震において期待できる収束シナリオは、以下の4通りである。

シナリオ は、起因事象発生後、非常用ディーゼル発電機により交流電源を

確保している状態である。

シナリオ：残留熱除去系により燃料プールへ注水することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ、は、起因事象発生後、非常用ディーゼル発電機、高圧電源融通、高圧発電機車およびガスタービン発電機による電源供給に失敗している状態、もしくは、非常用ディーゼル発電機または高圧発電機車により交流電源を確保するが、燃料プール補給水系による注水、緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水等に失敗している状態である。

シナリオ、：
緊急安全対策で配備した送水車により燃料プールへ注水することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

(e) 影響緩和機能に関連する設備の抽出およびその耐震裕度の評価

ア. 影響緩和機能に関連する設備の抽出

「外部電源喪失」の影響緩和機能を構成する設備について、添付 5.1-1 の通り整理するとともに、添付 5.1-14 のとおり各影響緩和機能のフロントライン系およびサポート系を整理の上、添付 5.1-15 のとおり抽出した。

また、これら影響緩和機能に係る概略系統図を添付 5.1-16 に示す。

イ. 影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度の評価

ア.項において抽出した設備について、発生値、評価基準値および損傷モードを整理し、添付 5.1-15 のとおり耐震裕度を評価した上で、添付 5.1-17 のとおりフォールトツリーにも展開した。

b. クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの耐震裕度の特定

「外部電源喪失」の収束シナリオを添付 5.1-18 のイベントツリーを用いて評価した結果、各収束シナリオの耐震裕度のうち、シナリオ、の耐震裕度が最も大きく、耐震裕度は 2.0 となった。

(b) クリフエッジの特定

「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は 2.0 であり、「外部電源喪失」の次に発生する起因事象は緩和系の期待できない「燃料プール損傷」であり、その発生に係る耐震裕度は 1.96 である。

したがって、燃料プールにある燃料の重大な損傷を防止する観点では、耐震裕度 1.96 をクリフエッジとして特定した。

c. 事象進展防止措置の評価

(a) 事象進展防止措置の特定

緊急安全対策実施前における「外部電源喪失」を起因事象としたイベントツリーを添付 5.1-19 に示す。

緊急安全対策実施前においては、「外部電源喪失」となった場合，非常用ディーゼル発電機または高圧電源融通により交流電源を確保し，残留熱除去系による除熱，注水手段および燃料プール補給水系による注水手段を整備していた。

緊急安全対策において、「外部電源喪失」となった場合，非常用ディーゼル発電機および高圧電源融通による電源供給に失敗した場合に備え，高圧発電機車またはガスタービン発電機による電源供給手段を整備した。

また，残留熱除去系による除熱，注水および燃料プール補給水系による注水に失敗した場合に備え，復水輸送系等による代替注水手段および送水車による注水手段を整備した。

(b) 緊急安全対策実施前後の耐震裕度の比較

緊急安全対策実施前は、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は 1.57 であった。

緊急安全対策実施後においては，「外部電源喪失」となった場合，非常用ディーゼル発電機および高圧電源融通による電源供給に失敗したとしても，送水車による注水によって，燃料の重大な損傷に至る事態を回避することが可能となる。

この対策により，「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度は 2.0 に向上している。

5.1.4 評価結果のまとめ

地震に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては、耐震裕度 1.69 であると特定した。また、燃料プールにある燃料に対しては、耐震裕度 1.96 であると特定した。

よって、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは、耐震裕度 1.69 であり、この評価結果は、少なくとも約 1,000gal 相当の非常に大きな地震動まで原子炉および燃料プールにある燃料を冷却できることを意味している。

なお、島根 2 号機において、以下の更なる信頼性向上対策を今後予定しており、これらの対策を講じることにより、地震に対する発電所の信頼性がより一層向上するものとする。

- ・ 代替の非常用発電機の確保

地震および津波により非常用ディーゼル発電機が機能喪失しても、原子炉および燃料プールの除熱・注水機能に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるよう代替の非常用発電機を確保する。

- ・ 外部電源の供給信頼性の更なる向上策

すべての送電線から受電できるように 500kV 送電線から島根 2 号機の非常用母線へ給電する回線を新設する。

：基準地震動 S_s の解放基盤表面上の最大加速度（600gal）に耐震裕度 1.69 を乗じた地震動

5.2 津波

5.2.1 評価実施事項

(1) 建物，系統，機器等の裕度評価

津波高さが土木学会「原子力発電所の津波評価技術」(平成 14 年)を用いて評価した設計想定津波の高さを超える程度に応じて、安全上重要な設備および燃料の重大な損傷に関係し得るその他の設備が損傷・機能喪失するか否かを設計津波高さとの比較もしくは P S A の知見等を踏まえて評価する。

(2) クリフエッジの特定

(1)の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。また、そのときの設備が機能維持できる津波高さ(以下、「許容津波高さ」という。)を明らかにする。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.2.2 評価方法

原子炉にある燃料および燃料プールにある燃料を対象に、以下の評価を実施する（図 5.2-1）。

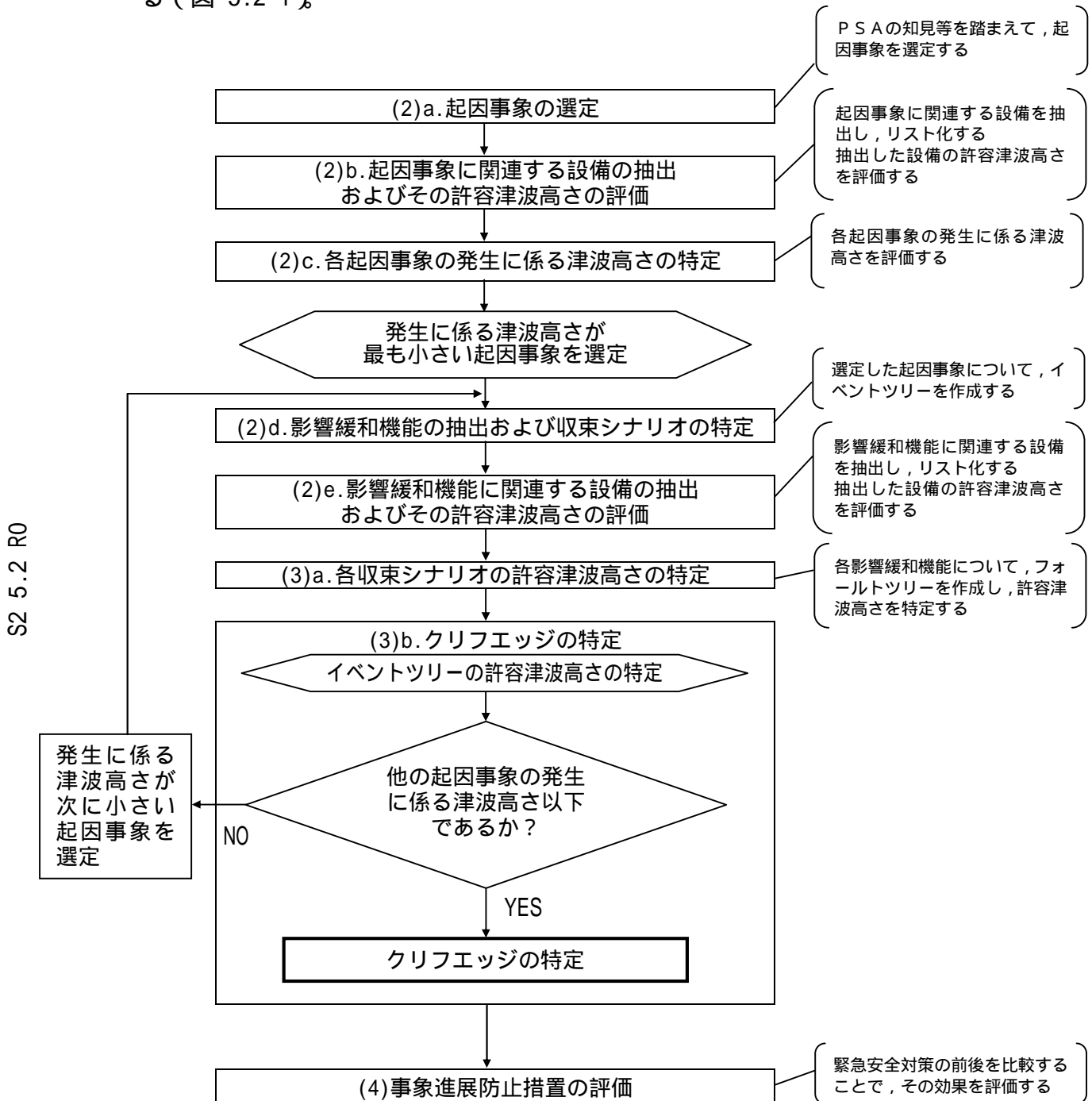


図 5.2-1 クリフエッジ評価に係るフロー図（津波）

(1) 設計想定津波と設計津波高さ

a. 設計想定津波と建物，系統，機器等の損傷モード

土木学会「原子力発電所の津波評価技術」(平成14年)を用いて評価した島根原子力発電所における設計想定津波の最高水位は島根1,2号機施設護岸でEL6.5m(T.P.6.0m)であり，最低水位は島根2号機取水口でEL-5.1m(T.P.-4.7m)，島根2号機取水槽でEL-7.0m(T.P.-6.6m)である。最高水位には朔望平均満潮位0.46m，最低水位には朔望平均干潮位-0.02mを考慮している。また，設計想定津波の最高水位および最低水位を与える水位変動の継続時間は，いずれも5分以下である(添付5.2-1)。

: ELは東京湾平均海面(T.P.)を基準とした敷地の高さであり，ELとT.P.は同義である。しかし，海域活断層による津波では地盤変動の影響を考慮する必要がある。

押し津波時は，島根1,2号機施設護岸での最高水位に，下降分の地盤変動量を加えることで，島根1,2号機施設護岸での最高水位をELで表せる。

引き津波時は，島根2号機取水口での最低水位および島根2号機取水槽での最低水位から，上昇分の地盤変動量を引くことで，それぞれの最低水位をELで表せる。

なお，以下特記なき場合，高さの記載はELでの高さを表す。

津波による設備の損傷モードとしては，水位上昇による設備への浸水と水位低下によるポンプの取水性への影響があるが，水位低下によるポンプの取水性への影響は設計想定津波を超える津波に対しても，以下の通り原子炉施設の安全性へ影響を及ぼさないと考えられることから，損傷モードとして水位上昇による浸水の評価することとする。

・津波による水位低下への対応

原子炉補機海水ポンプの取水位置での海面低下による島根2号機取水槽での最低水位EL-7.0m(T.P.-6.6m)は原子炉補機海水ポンプの取水可能水位EL-3.5mを下回るが，原子炉補機海水ポンプの取水可能水位を下回る津波が来襲する可能性がある場合には，事前に原子炉を停止し，原子炉補機海水ポンプを停止する手順としている。また，原子炉補機海水ポンプの確実な保護の観点から，停止している原子炉補機海水ポンプが津波時に自動起動するのを除外するインターロックを設けており，待機系統の原子炉補機海水ポンプは確実に保護される。

原子炉補機海水ポンプ停止中は，高圧系の原子炉隔離時冷却系により原子炉を冷却し，津波収束後に原子炉補機海水ポンプを再起動する。従って，津波による水位低下はその低下量によらず原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない。

b. 津波高さと設計津波高さ

津波高さは，施設護岸における水位とし，設計津波高さは設計想定津波の施設護岸での最高水位とする。

(2) 建物，系統，機器等の許容津波高さの評価

a. 起因事象の選定

原子炉にある燃料および燃料プールにある燃料について、以下の考え方に基づき、津波を起因として燃料の重大な損傷に至る起因事象を選定する。

- ・原子炉にある燃料については、P S Aの知見等および津波の影響として固有に考慮すべき事象を勘案の上、選定する。
- ・燃料プールにある燃料については、燃料プールの保有水の流出や冷却機能喪失に伴うプール水位の低下に着目し、選定する。

b. 起因事象に関連する設備の抽出およびその許容津波高さの評価

(a) 起因事象に関連する設備の抽出

安全上重要な設備および燃料の重大な損傷に関係し得るその他の設備から、a.項において選定した各起因事象の発生に直接関連する設備を評価対象設備として抽出する（添付 5.2-2）。

(b) 起因事象に関連する設備の許容津波高さの評価

(a)項において抽出した設備について、許容津波高さ进行评估する。設備の許容津波高さは、設置場所の浸水高さが、設備の機能維持できる最大の浸水高さとなる津波高さであり、設置場所および設置高さ（保守的に設置床高さなど、実際の設置高さより低く、かつ高さが明確な場所の数値を用いる）と、津波による設備の浸水を検討し評価する。

ア. 当該評価に必要な設備について、設置場所および設置高さを調査する。

イ. 敷地高さを超える津波に対して、敷地内への浸水による影響を添付 5.2-3 に示す方法で評価する。評価に用いる津波は保守的に周期 15 分の正弦波とする。

ウ. ア.項およびイ.項の結果から、設備の許容津波高さ进行评估する。

c. 各起因事象の発生に係る津波高さの特定

a.項において選定した各起因事象について、b.項において求めた各設備の許容津波高さの評価結果から、各起因事象の発生に係る津波高さを特定する。

d. 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

起因事象の発生に係る津波高さが小さい順に起因事象を選定し、その起因事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成し、事象の進展を収束させるシナリオを特定する。

イベントツリーの作成にあたっては、これまでのP S Aで用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起因事象に対するイベントツリーを基本とする。

e. 影響緩和機能に関連する設備の抽出およびその許容津波高さの評価

(a) 影響緩和機能に関連する設備の抽出

安全上重要な設備および燃料の重大な損傷に関係し得るその他の設備から、d.項において選定した起因事象の影響緩和機能に関連する設備を評価対象設備として抽出する（添付 5.2-2）。具体的には、フロントライン系の設備（主要設備）およびサポート系の設備（補助設備）について、各起因事象の影響を緩和させるのに必要な設備を評価対象設備として抽出する。

(b) 影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さの評価

ア. 影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さの評価

(a)項において抽出した設備について、許容津波高さの評価する。

なお、評価条件および評価方法については、b.(b)項と同様である。

イ. 影響緩和機能の許容津波高さの特定

d.項において特定した各収束シナリオに含まれる影響緩和機能の許容津波高さを特定する。具体的には、各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し、各影響緩和機能を構成する各設備の許容津波高さを整理し、最も小さい許容津波高さを当該影響緩和機能の許容津波高さとして特定する。

(3) クリフエッジの特定

a. 各収束シナリオの許容津波高さの特定

(2)e.項において求めた影響緩和機能の許容津波高さから、各収束シナリオの許容津波高さを特定する。

なお、各収束シナリオの許容津波高さは、必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

b. クリフエッジの特定

a.項において求めた収束シナリオの許容津波高さから、当該起因事象のイベントツリーの許容津波高さを特定する。当該起因事象のイベントツリーの許容津波高さは、イベントツリーに収束シナリオが複数ある場合には、それらのシナリオの許容津波高さのうち、最も大きいものとなる。

各起因事象のイベントツリーの許容津波高さの中からクリフエッジを特定する。

クリフエッジは各起因事象のイベントツリーの許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

なお、(2)a.項において、燃料の重大な損傷に至るすべての起因事象を抽出しているが、それぞれの起因事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起因事象の発生に係る津波高さも異なった値となることを踏まえると、クリフエッジを評価するためには、(2)a.項において抽出された起因事象に対して、起因事象の発生に係る津波高さの小さい起因事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。つまり、発生に係る津波高さが最も小さい起因事象のイベントツリーの許容津波高さが、次に発生する起因事象の発生に係る津波高さ以下となる場合においては、その起因事象自体が発生し得ないこととなるため、それ以上の評価は必要ない。

(4) 事象進展防止措置の評価

a. 事象進展防止措置の特定

(2)d.項のイベントツリーを基に、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、4.2 項に示す整備済みの緊急安全対策および更なる信頼性向上対策から必要な措置を特定する。

b. 緊急安全対策実施前後の許容津波高さの比較

a.項の措置について、当該措置を実施したことにより、どのように燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止できるか、イベントツリーで明確化するとともに、許容津波高さの改善度合いを評価する。

5.2.3 評価結果

島根2号機の敷地高さはEL8.5m以上であり、原子炉建物はEL15.0mに設置されている。また、主要な設備の設置高さは添付5.2-4のとおりである。これらを考慮し、評価を実施した。

(1) 原子炉にある燃料に対する評価

a. 建物、系統、機器等の許容津波高さの評価

(a) 起因事象の選定

津波を起因として燃料の重大な損傷に至る事象として、PSAの知見等を踏まえて、以下の事象を選定した(図5.2-2)。

【起因事象】

- ・ 外部電源喪失
- ・ 交流電源喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 計装・制御系喪失に伴う制御不能
- ・ 最終ヒートシンク喪失

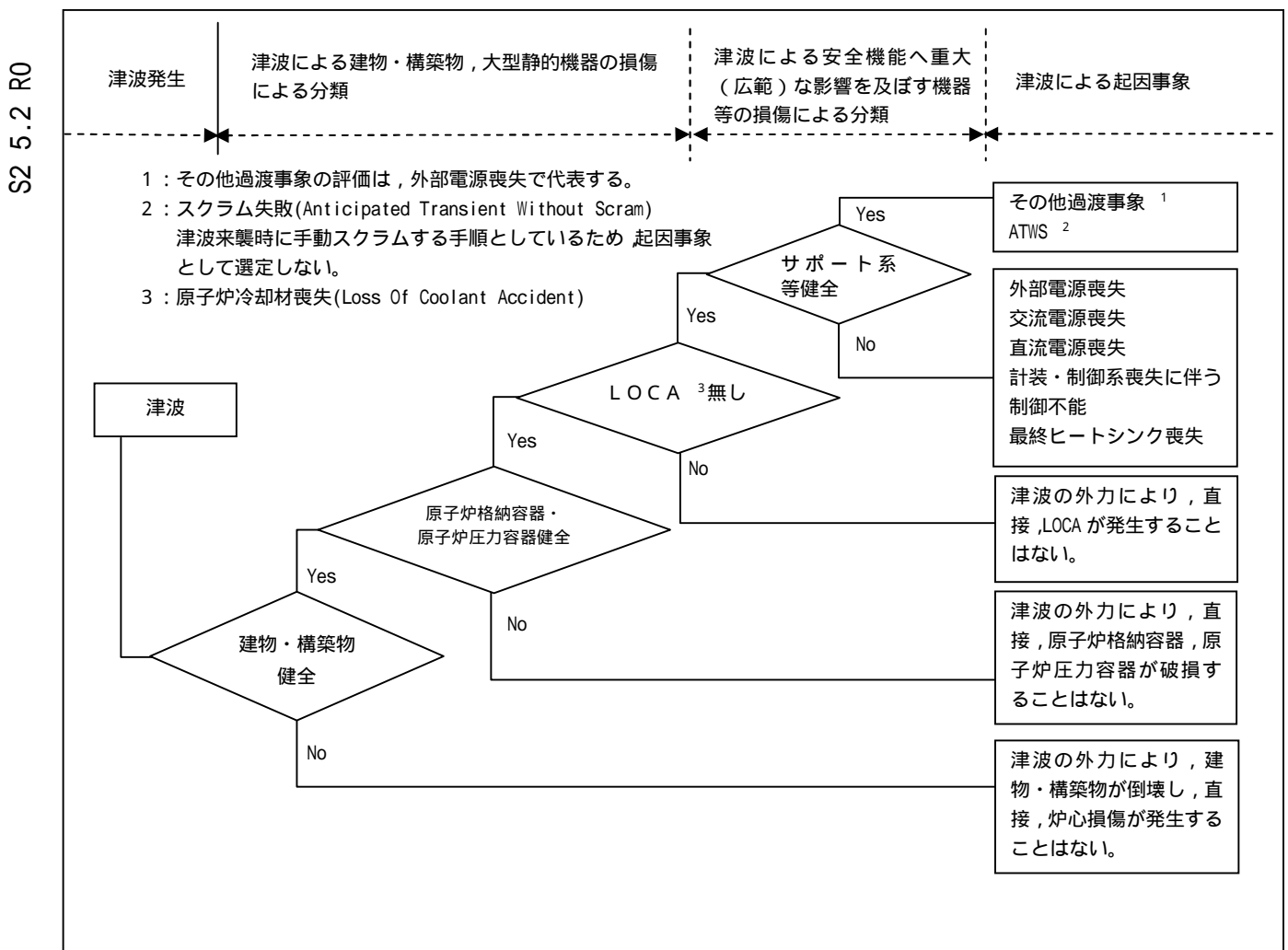


図 5.2-2 燃料の重大な損傷に至る起因事象の選定フロー図

(b) 起因事象に関連する設備の抽出およびその許容津波高さの評価

ア. 起因事象に関連する設備の抽出

各起因事象に関連する設備を添付 5.2-2 で整理し、添付 5.2-5 のとおり抽出した。

イ. 起因事象に関連する設備の許容津波高さの評価

ア.項において抽出した設備について、設置場所、設置高さおよび損傷モードを整理した上で、添付 5.2-5 のとおり許容津波高さの評価した。

(c) 各起因事象の発生に係る津波高さの特定

各起因事象について、各設備の許容津波高さの評価結果を用いて、起因事象の発生に係る津波高さを、表 5.2-1 のとおり特定した。

添付 5.2-5 に示すとおり、EL8.5m を超える津波が発生した場合、「最終ヒートシンク喪失」の原因となる原子炉補機海水系等のポンプおよび弁の浸水が発生する。

これ以外の起因事象については、EL15.0m を超える津波が発生した場合、「外部電源喪失」の原因となる変圧器の浸水および「交流電源喪失」、「直流電源喪失」、「計装・制御系喪失に伴う制御不能」の原因となる原子炉建物等への海水浸水が発生する。

以上より、起因事象の発生に係る津波高さが最も小さい「最終ヒートシンク喪失」に対して、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーより収束シナリオを特定する。

その他の起因事象については、「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さが次に発生する起因事象の発生に係る津波高さを上回った場合にイベントツリーを作成して評価する。

なお、「交流電源喪失」、「直流電源喪失」および「計装・制御系喪失に伴う制御不能」は、「外部電源喪失」の過程の進展で評価されるため、イベントツリーによる収束シナリオの評価は行わない。

表 5.2-1 各起因事象の発生に係る津波高さの評価結果（原子炉）

| 起因事象 | 津波高さ[m] |
|---|---------|
| 最終ヒートシンク喪失 | EL8.5～ |
| 外部電源喪失 交流電源喪失 直流電源喪失 計装・制御系喪失に伴う制御不能 | EL15.0～ |

(d) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

「最終ヒートシンク喪失」に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付 5.2-6 のとおりイベントツリーを作成し、3通りの収束シナリオを特定し

た。

シナリオ 〇 は、起因事象発生後、原子炉停止および原子炉の圧力制御に成功し、外部電源により交流電源を確保している状態である。

シナリオ 〇 : 主蒸気逃がし安全弁による原子炉の圧力制御とともに高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水により原子炉の水位を維持する。
主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等による代替注水を行う。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションチェンバに導かれるため、格納容器ベントにより除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ 〇 : シナリオ 〇 において、復水輸送系等による代替注水に失敗した場合は、緊急安全対策で配備した送水車により注水することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ 〇 は、起因事象発生後、原子炉停止および原子炉の圧力制御に成功し、外部電源により交流電源を確保するが、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水に失敗している状態である。

シナリオ 〇 : 主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等による代替注水を行う。

原子炉で発生する蒸気は、主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションチェンバに導かれるため、格納容器ベントにより除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

(e) 影響緩和機能に関連する設備の抽出およびその許容津波高さの評価

ア. 影響緩和機能に関連する設備の抽出

「最終ヒートシンク喪失」の影響緩和機能を構成する設備について、添付 5.2-2 のとおり整理するとともに、添付 5.2-7 のとおり各影響緩和機能のフロントライン系およびサポート系を整理の上、添付 5.2-8 のとおり抽出した。

また、これら影響緩和機能に係る概略系統図を添付 5.2-9 に示す。

イ. 影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さの評価

ア. 項において抽出した設備について、設置場所、設置高さおよび損傷モードを整理し、添付 5.2-8 のとおり許容津波高さを評価した上で、添付 5.2-10 のとおりフォールトツリーにも展開した。

b. クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの許容津波高さの特定

「最終ヒートシンク喪失」の収束シナリオを添付 5.2-11 のイベントツリーを用いて評価した結果、各収束シナリオの許容津波高さのうち、シナリオ 〇 の許容津波高さが最も高く、許容津波高さは EL15.0m となった。

(b) クリフエッジの特定

「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さは EL15.0m であり、「最終ヒートシンク喪失」の次に発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、その発生に係る津波高さは EL15.0m である。

したがって、原子炉にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、EL15.0m をクリフエッジとして特定した。

c. 事象進展防止措置の評価

(a) 事象進展防止措置の特定

緊急安全対策実施前における「最終ヒートシンク喪失」を起因事象としたイベントツリーを添付 5.2-12 に示す。

緊急安全対策実施前においては、「最終ヒートシンク喪失」となった場合、外部電源により交流電源を確保し、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水により原子炉の水位を維持した後、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等により代替注水する手段を整備していた。

また、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水に失敗した場合は、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等により代替注水する手段を整備していた。

緊急安全対策において、原子炉建物等に設置している安全上重要な設備の浸水を防止するため、当該建物とつながるタービン建物の浸水防止対策を実施するとともに、復水輸送系等による代替注水に失敗した場合に備え、送水車による注水手段を整備した。

(b) 緊急安全対策実施前後の許容津波高さの比較

緊急安全対策実施前は、「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さは EL8.5m であった。

緊急安全対策実施後においては、「最終ヒートシンク喪失」となった場合、タービン建物の浸水防止対策により、原子炉建物等に設置している安全上重要な設備の浸水が防止され、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水手段および復水輸送系等による代替注水手段、主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧手段および格納容器ベントによる除熱手段の許容津波高さが向上している。

また、復水輸送系等による代替注水に失敗したとしても、送水車による注水によって、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することが可能となる。

これらの対策により、「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さは EL15.0m に向上している。

(2) 燃料プールにある燃料に対する評価

a. 建物，系統，機器等の許容津波高さの評価

(a) 起因事象の選定

燃料プールにある燃料の重大な損傷に至る起因事象としては、燃料プール保有水の流出や燃料プールの冷却設備の機能喪失が考えられる。

燃料プール保有水が流出する原因としては、プール本体の損傷が考えられるが、津波を起因としてプール本体が損傷することは考えにくいいため、起因事象としては考慮しない。

また、燃料プールの冷却設備の機能喪失に至る原因としては、燃料プールを冷却する設備やサポート系の機能喪失が考えられる。

以上の損傷要因に関する分析から、評価対象とする起因事象として以下の事象を選定した。

【起因事象】

- ・外部電源喪失
- ・交流電源喪失
- ・直流電源喪失
- ・計装・制御系喪失に伴う制御不能
- ・最終ヒートシンク喪失

(b) 起因事象に関連する設備の抽出およびその許容津波高さの評価

ア. 起因事象に関連する設備の抽出

各起因事象に関連する設備を添付 5.2-2 で整理し、添付 5.2-13 のとおり抽出した。

イ. 起因事象に関連する設備の許容津波高さの評価

ア.項において抽出した設備について、設置場所、設置高さおよび損傷モードを整理した上で、添付 5.2-13 のとおり許容津波高さを評価した。

(c) 各起因事象の発生に係る津波高さの特定

各起因事象について、各設備の許容津波高さの評価結果を用いて、起因事象の発生に係る津波高さを表 5.2-2 のとおり特定した。

添付 5.2-13 に示すとおり、EL8.5m を超える津波が発生した場合、「最終ヒートシンク喪失」の原因となる原子炉補機海水系のポンプおよび弁の浸水が発生する。

これ以外の起因事象については、EL15.0m を超える津波が発生した場合、「外部電源喪失」の原因となる変圧器の浸水および「交流電源喪失」、「直流電源喪失」、「計装・制御系喪失に伴う制御不能」の原因となる原子炉建物等への海水浸水が発生する。

以上より、起因事象の発生に係る津波高さが最も小さい「最終ヒートシンク喪失」に対して、影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーより収束シナリオを特定する。

その他の起因事象については、「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さが次に発生する起因事象の発生に係る津波高さを上回った場合にイベントツリーを作成して評価する。

なお、「交流電源喪失」、「直流電源喪失」および「計装・制御系喪失に伴う制御不能」は、「外部電源喪失」の過程の進展で評価されるため、イベントツリー

による収束シナリオの評価は行わない。

表 5.2-2 各起因事象の発生に係る津波高さの評価結果（燃料プール）

| 起因事象 | 津波高さ[m] |
|---|---------|
| 最終ヒートシンク喪失 | EL8.5～ |
| 外部電源喪失 交流電源喪失 直流電源喪失 計装・制御系喪失に伴う制御不能 | EL15.0～ |

(d) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

「最終ヒートシンク喪失」に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、添付 5.2-14 のとおりイベントツリーを作成し、3通りの収束シナリオを特定した。

シナリオ ① は、起因事象発生後、外部電源により交流電源を確保している状態である。

シナリオ ② : 燃料プール補給水系により燃料プールへ注水することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ ③ : シナリオ ② において、燃料プール補給水系による注水に失敗した場合は、緊急安全対策で整備した復水輸送系等により燃料プールへ代替注水することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ ④ : シナリオ ③ において、復水輸送系等による代替注水に失敗した場合は、緊急安全対策で配備した送水車により燃料プールへ注水することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

(e) 影響緩和機能に関連する設備の抽出およびその許容津波高さの評価

ア. 影響緩和機能に関連する設備の抽出

「最終ヒートシンク喪失」の影響緩和機能を構成する設備について、添付 5.2-2 のとおり整理するとともに、添付 5.2-15 のとおり各影響緩和機能のフロントライン系とサポート系を整理の上、添付 5.2-16 のとおり抽出した。

また、これら影響緩和機能に係る概略系統図を添付 5.2-17 に示す。

イ. 影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さの評価

ア. 項において抽出した設備の設置場所、設置高さおよび損傷モードについて整理し、添付 5.2-16 のとおり許容津波高さの評価した上で、添付 5.2-18 のとおりフォールトツリーにも展開した。

b. クリフエッジの特定

(a) 各収束シナリオの許容津波高さの特定

「最終ヒートシンク喪失」の収束シナリオを添付 5.2-19 のイベントツリーを用いて評価した結果、各収束シナリオの許容津波高さは EL15.0m となった。

(b) クリフエッジの特定

「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さは EL15.0m であり、「最終ヒートシンク喪失」の次に発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、その発生に係る津波高さは EL15.0m である。

したがって、燃料プールにある燃料の重大な損傷を防止する観点では、EL15.0m をクリフエッジとして特定した。

c. 事象進展防止措置の評価

(a) 事象進展防止措置の特定

緊急安全対策実施前における「最終ヒートシンク喪失」を起因事象としたイベントツリーを添付 5.2-20 に示す。

緊急安全対策実施前においては、「最終ヒートシンク喪失」となった場合、外部電源により交流電源を確保し、燃料プール補給水系により注水する手段を整備していた。

緊急安全対策において、原子炉建物等に設置している安全上重要な設備の浸水を防止するため、当該建物とつながるタービン建物の浸水防止対策を実施するとともに、燃料プール補給水系による注水に失敗した場合に備え、復水輸送系等による代替注水手段および送水車による注水手段を整備した。

(b) 緊急安全対策実施前後の許容津波高さの比較

緊急安全対策実施前は、「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さは EL8.5m であった。

緊急安全対策実施後においては、「最終ヒートシンク喪失」となった場合、タービン建物の浸水防止対策により、原子炉建物等に設置している安全上重要な設備の浸水が防止され、燃料プール補給水系による注水手段および復水輸送系等による代替注水手段の許容津波高さが向上している。

また、燃料プール補給水系による注水に失敗したとしても、復水輸送系等への代替注水または送水車による注水によって、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することが可能となる。

これらの対策により、「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さは EL15.0m に向上している。

5.2.4 評価結果のまとめ

津波に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては、許容津波高さ EL15.0m (裕度 8.5m) であると特定した。また、燃料プールにある燃料に対しても、許容津波高さ EL15.0m (裕度 8.5m) であると特定した。

よって、プラント全体としての津波に対するクリフエッジは、許容津波高さ EL15.0m (裕度 8.5m) であると特定した。

なお、島根 2 号機において、以下の更なる信頼性向上対策を今後予定しており、これらの対策を講じることにより、津波に対する発電所の信頼性がより一層向上するものとする。

- ・ 代替の非常用発電機の確保

地震および津波により非常用ディーゼル発電機が機能喪失しても、原子炉および燃料プールの除熱・注水機能に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるよう代替の非常用発電機を確保する。

- ・ 開閉所等の電気設備の浸水防止対策

島根 2 号機の起動変圧器は EL8.5m の屋外に設置されているため、EL15.0m までの浸水高さに耐えられる防水壁を設置する。

- ・ 防波壁の強化

津波による敷地の浸水を防止するため、防波壁を高さ EL15.0m にかさ上げする。

- ・ 海水系ポンプエリアの浸水防止対策

原子炉補機海水ポンプの浸水を防止するため、海水系ポンプエリアに防水壁等を設置する。

5.3 地震と津波の重畳

5.3.1 評価実施事項

(1) 建物，系統，機器等の裕度評価

設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発生した場合において、安全上重要な設備および燃料の重大な損傷に関係し得るその他の設備が損傷・機能喪失するか否かを評価基準値との比較もしくはP S Aの知見等を踏まえて評価する。

(2) クリフエッジの特定

(1)の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。また、そのときの耐震裕度、許容津波高さを明らかにする。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.3.2 評価方法

原子炉にある燃料および燃料プールにある燃料を対象に、以下の評価を実施する。地震と津波が重畳した影響を評価するにあたっては、設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発生するものとして評価する。

(1) 建物，系統，機器等の裕度評価

5.1 項および5.2 項において実施した評価結果に基づき、特定したクリフエッジとしての耐震裕度までの範囲および許容津波高さまでの範囲で発生する各起因事象を選定する。具体的には、地震または津波により引き起こされる起因事象に対する収束シナリオに対して、地震および津波の影響を評価する。

また、選定された各起因事象の発生や各影響緩和機能に係る耐震裕度または許容津波高さについては、5.1 項または5.2 項において評価した結果を用いる。

(2) クリフエッジの特定

5.1 項および5.2 項で選定した各起因事象について、5.1 項または5.2 項の評価において特定されている収束シナリオの耐震裕度および許容津波高さを組み合わせ、地震と津波の重畳によるクリフエッジを特定する。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、4.2 項に示す整備済みの緊急安全対策および更なる信頼性向上対策から必要な措置を特定する。

5.3.3 評価結果

(1) 原子炉にある燃料に対する評価

a. 建物，系統，機器等の裕度評価

5.1項および5.2項の評価結果から，考慮すべき起因事象として，地震側の起因事象である「外部電源喪失」，津波側の起因事象である「最終ヒートシンク喪失」がある。

「最終ヒートシンク喪失」は，「外部電源喪失」の過程で評価されるため，「外部電源喪失」を起因事象として選定した。

b. クリフエッジの特定

「外部電源喪失」について，イベントツリー（添付 5.3-1）を作成し，6通りの収束シナリオが特定された。

なお，耐震裕度の評価を行わない耐震B，Cクラス設備については，基準地震動S_s相当の地震によりすべて機能喪失するものと想定し，イベントツリーにおいては，破線で識別した。

シナリオ ~ は，起因事象発生後，原子炉停止および原子炉の圧力制御に成功し，非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機により交流電源を確保している状態である。

シナリオ : 主蒸気逃がし安全弁による原子炉の圧力制御とともに高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水を継続する。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションチェンバに導かれるため，残留熱除去系により除熱することで，燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ において，高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水に失敗した場合は，高圧系の高圧炉心スプレイ系による注水を継続する。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションチェンバに導かれるため，残留熱除去系により除熱することで，燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ において，残留熱除去系による除熱に失敗した場合は，格納容器ベントにより除熱することで，燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ ， において，高圧系の高圧炉心スプレイ系による注水に失敗した場合は，主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で，低圧系の残留熱除去系等による注水を行う。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサブプレッションチェンバに導かれるため，残留熱除去系により除熱することで，燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

シナリオ : シナリオ において，残留熱除去系による除熱に失敗した場合は，格納容器ベントにより除熱することで，燃料の重大な損傷に至

る事象は回避される。

シナリオ は、起因事象発生後、原子炉停止および原子炉の圧力制御に成功するが、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および高圧電源融通による電源供給に失敗している状態である。

シナリオ : 主蒸気逃がし安全弁による原子炉の圧力制御とともに蓄電池(直流電源)にて起動する高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水により原子炉の水位を維持する。

緊急安全対策で配備した高圧発電機車により交流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、送水車による注水を行う。

原子炉で発生する蒸気は主蒸気逃がし安全弁から原子炉格納容器のサプレッションチェンバに導かれるため、格納容器ベントにより除熱することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

5.1.3(1)b.項の地震における収束シナリオの耐震裕度および5.2.3(1)b.項の津波における収束シナリオの許容津波高さの評価結果を踏まえ、各収束シナリオの耐震裕度および許容津波高さを整理した結果を表 5.3-1に示す。

表 5.3-1 各収束シナリオの耐震裕度および許容津波高さ(原子炉)

| シナリオ | 地震評価 | | 津波評価 | |
|------|------|-----------------|---------|-----------------|
| | 耐震裕度 | 該当箇所 | 許容津波高さ | 該当箇所 |
| ~ | 1.57 | 非常用発電設備による電源供給等 | EL8.5m | 非常用発電設備による電源供給等 |
| | 2.0 | 高圧発電機車による電源供給等 | EL15.0m | 原子炉隔離時冷却系による注水等 |

シナリオ の耐震裕度は2.0、許容津波高さはEL15.0mである。地震による「外部電源喪失」の次に発生する起因事象は緩和系の期待できない「炉心損傷直結」であり、その発生に係る耐震裕度は1.69である。津波による「最終ヒートシンク喪失」の次に発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、その発生に係る津波高さはEL15.0mである。

したがって、地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、耐震裕度 1.69、許容津波高さ EL15.0m と特定した。

クリフエッジの特定結果を表 5.3-2 に示す。

表 5.3-2 クリフエッジ特定結果（原子炉）

| クリフエッジ | | シナリオ |
|------------------------|-----------|------------------------|
| EL15.0m (8.5m) | - | |
| EL8.5m (2.0m) | シナリオ ~ | - |
| 許容津波高さ (裕度) 耐震裕度 | 1.57 | 1.69 (炉心損傷直 結発生) |

網掛け：緊急安全対策により裕度向上となった箇所

c. 事象進展防止措置の評価

b. 項で実施したクリフエッジの特定および裕度評価は、実施済みの緊急安全対策および更なる信頼性向上対策を踏まえて評価したものである。

緊急安全対策実施前における「外部電源喪失」を起因事象としたイベントツリーを添付 5.3-2 に示す。

緊急安全対策実施前は、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度および許容津波高さは、それぞれ 1.57 および EL8.5m であった。

緊急安全対策実施後においては、「外部電源喪失」となった場合、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および高圧電源融通による電源供給に失敗したとしても、蓄電池（直流電源）が枯渇するまでに高圧発電機車により交流電源を確保することで、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水を継続することが可能となり、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、送水車による注水によって、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することが可能となる。

また、タービン建物の浸水防止対策により、原子炉建物等に設置している安全上重要な設備の浸水が防止され、高圧系の原子炉隔離時冷却系による注水手段および復水輸送系等による代替注水手段、主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧および格納容器ベントによる除熱手段の許容津波高さが向上している。

これらの対策により、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度および許容津波高さは、それぞれ 2.0 および EL15.0m に向上している。

(2) 燃料プールにある燃料に対する評価

a. 建物，系統，機器等の裕度評価

5.1項および5.2項の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震側の起因事象である「外部電源喪失」、津波側の起因事象である「最終ヒートシンク喪失」がある。

「最終ヒートシンク喪失」は、「外部電源喪失」の過程で評価されるため、「外部電源喪失」を起因事象として選定した。

b. クリフエッジの特定結果

「外部電源喪失」について、イベントツリー（添付 5.3-3）を作成し、4通りの収束シナリオが特定された。

なお、耐震裕度の評価を行わない耐震B、Cクラス設備については、基準地震動S_s相当の地震によりすべて機能喪失するものと想定し、イベントツリーにおいては、破線で識別した。

シナリオは、起因事象発生後、非常用ディーゼル発電機により交流電源を確保している状態である。

シナリオ：残留熱除去系により燃料プールへ注水することで、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

シナリオ、は、起因事象発生後、非常用ディーゼル発電機、高圧電源融通、高圧発電機車およびガスタービン発電機による電源供給に失敗している状態、もしくは、非常用ディーゼル発電機または高圧発電機車により交流電源を確保するが、燃料プール補給水系による注水、緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水等に失敗している状態である。

シナリオ、は、緊急安全対策で配備した送水車により燃料プールへ注水することで、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

5.1.3(2)b.項の地震における収束シナリオの耐震裕度および5.2.3(2)b.項の津波における収束シナリオの許容津波高さの評価結果を踏まえ、各収束シナリオの耐震裕度と許容津波高さを整理した結果を表 5.3-3に示す。

表 5.3-3 各収束シナリオの耐震裕度および許容津波高さ（燃料プール）

| シナリオ | 地震評価 | | 津波評価 | |
|------|------|----------------------|---------|----------------------|
| | 耐震裕度 | 該当箇所 | 許容津波高さ | 該当箇所 |
| | 1.57 | 非常用ディーゼル発電設備による電源供給等 | EL8.5m | 非常用ディーゼル発電設備による電源供給等 |
| | 1.57 | 非常用ディーゼル発電設備による電源供給 | EL8.5m | 非常用ディーゼル発電設備による電源供給 |
| | 2.0 | 高圧発電機車による電源供給等 | EL15.0m | 高圧発電機車による電源供給等 |
| | 2.0 | 送水車による注水 | EL15.0m | 送水車による注水 |

シナリオ , の耐震裕度は 2.0 , 許容津波高さは EL15.0m である。地震による「外部電源喪失」の次に発生する起因事象は、緩和系の期待できない「燃料プール損傷」であり、その発生に係る耐震裕度は 1.96 である。津波による「最終ヒートシンク喪失」の次に発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、その発生に係る津波高さは EL15.0m である。

したがって、地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、耐震裕度 1.96 , 許容津波高さ EL15.0m と特定した。

クリフエッジの特定結果を表 5.3-4 に示す。

表 5.3-4 クリフエッジ特定結果 (燃料プール)

| クリフエッジ | | |
|-------------------|-----------|---------------------|
| EL15.0m (8.5m) | - | シナリオ , |
| EL8.5m (2.0m) | シナリオ , | - |
| 許容津波高さ (裕度) | 1.57 | 1.96 (燃料プール損傷発生) |
| 耐震裕度 | | |

網掛け：緊急安全対策により裕度向上となった箇所

c. 事象進展防止措置の評価

b. 項で実施したクリフエッジの特定および裕度評価は、実施済みの緊急安全対策および更なる信頼性向上対策を踏まえて評価したものである。

緊急安全対策実施前における「外部電源喪失」を起因事象としたイベントツリーを添付5.3-4に示す。

緊急安全対策実施前は、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度および許容津波高さは、それぞれ1.57およびEL8.5mであった。

緊急安全対策実施後においては、「外部電源喪失」となった場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失および高圧電源融通による電源供給に失敗したとしても、送水車による注水によって、燃料の重大な損傷に至る事態を回避することが可能となる。

また、タービン建物の浸水防止対策により、原子炉建物等に設置している安全上重要な設備の浸水が防止され、燃料プール補給水系による注水手段および復水輸送系等による代替注水手段の許容津波高さが向上している。

これらの対策により、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度および許容津波高さは、それぞれ2.0およびEL15.0mに向上している。

5.3.4 評価結果のまとめ

地震および津波の重畳に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料については耐震裕度 1.69、許容津波高さ EL15.0m、燃料プールにある燃料については耐震裕度 1.96、許容津波高さ EL15.0m と特定した。

よって、プラント全体としての地震および津波の重畳に対するクリフエッジは、耐震裕度 1.69、許容津波高さ EL15.0m であると特定した。

なお、島根 2 号機において、以下の更なる信頼性向上対策を今後予定しており、これらの対策を講じることにより、地震および津波に対する発電所の信頼性がより一層向上するものとする。

- ・ 代替の非常用発電機の確保

地震および津波により非常用ディーゼル発電機が機能喪失しても、原子炉および燃料プールの除熱・注水機能に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるよう代替の非常用発電機を確保する。

- ・ 外部電源の供給信頼性の更なる向上策

すべての送電線から受電できるように 500kV 送電線から島根 2 号機の非常用母線へ給電する回線を新設する。

- ・ 開閉所等の電気設備の浸水防止対策

島根 2 号機の起動変圧器は EL8.5m の屋外に設置されているため、EL15.0m までの浸水高さに耐えられる防水壁を設置する。

- ・ 防波壁の強化

津波による敷地の浸水を防止するため、防波壁を高さ EL15.0m にかさ上げする。

- ・ 海水系ポンプエリアの浸水防止対策

原子炉補機海水ポンプの浸水を防止するため、海水系ポンプエリアに防水壁等を設置する。

5.4 全交流電源喪失

5.4.1 評価実施事項

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

P S Aの知見を踏まえて、全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。

(2) 全交流電源喪失の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(1)において特定された事象の過程および外部電源喪失から全交流電源喪失への進展過程を踏まえ、全交流電源喪失の継続時間を明らかにし、クリフエッジを特定する。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.4.2 評価方法

原子炉にある燃料および燃料プールにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

a. 外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程の特定

P S Aの知見を踏まえて、外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、事故シナリオを分析する。

また、非常用ディーゼル発電機等のバックアップ電源の構成を明らかにして、バックアップ電源の有効性と限界（バックアップ電源の継続時間等）を明らかにする。

b. 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

全交流電源喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至る事象の過程（事故シナリオ）をイベントツリーで特定し、事故シナリオを分析する。

また、全交流電源喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するために使用する防護措置を明らかにする。

なお、特定された防護措置には、所要の安全機能を直接果たすフロントライン系と、当該防護措置が機能を果たすのに必要となるサポート系を含む。

c. 事象の過程の特定にあたっての考慮事項

上記 a. 項および b. 項の検討にあたって、以下を考慮する。

- ・地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。
- ・イベントツリーの作成にあたっては、外部電源の復旧、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の復旧は考慮しない。
- ・対象とする防護措置に関連する設備は、以下の4つに分類して示す。

ア. 基本設計段階で採用した設備

イ. A M対策

ウ. 緊急安全対策

エ. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備）

なお、設置されていないが、計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備による防護措置とは区別する。

(2) 全交流電源喪失の継続時間評価およびクリフエッジの特定

a. 全交流電源喪失の継続時間評価

事象進展過程に基づき、燃料の重大な損傷に至るまでの全交流電源喪失の継続時間を評価する。

継続時間の評価にあたっては、保守的に全交流電源喪失発生から必要な影響緩和機能が喪失するまでの時間を評価する。

これらの評価条件は以下のとおりとする。

- ・全交流電源喪失時に作動する防護措置について、機器の継続運転の制約条件（水源の枯渇、蓄電池（直流電源）の枯渇等）を考慮する。

- ・プラントの状態としては、島根2号機が出力運転中で、燃料プールに1取替炉心分を除いた全ての使用済燃料貯蔵ラックに使用済燃料が貯蔵された状態を想定する場合（運転時）と、原子炉停止後速やかに全燃料が原子炉から燃料プールに取り出され、全ての使用済燃料貯蔵ラックが使用済燃料で満たされた状態を想定する場合（停止時）について評価する。
- ・注水機能の継続時間評価においては、発電所全体で最も厳しい条件として、初期状態を島根1, 3号機は運転中とし、同様に全交流電源喪失を想定して評価する。
- ・注水機能の継続時間評価においては、全交流電源喪失発生後、原子炉は停止状態に移行し、燃料の崩壊熱による蒸散のために低下する水位を注水により維持するものとして評価する。また、燃料プールは、燃料の崩壊熱による蒸散のため低下する水位を注水により維持するものとして評価する。
- ・電源供給機能の継続時間評価においては、高圧発電機車および送水車等の同時運転を継続すると想定して評価する。
- ・号機間で共用するものについては、島根1, 3号機も全交流電源喪失が同時発生していると想定して評価する。

b. クリフエッジの特定

- a. 項で評価した全交流電源喪失の継続時間評価の結果を踏まえ、クリフエッジを特定する。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの時間余裕の増加に及ぼす効果を多重防護の観点から確認する。

具体的には、防護措置が機能喪失した場合には、その機能を代替する防護措置を明らかにするとともに、機能を果たす防護措置の種類と数を確認する。

また、プラント全体としての安全裕度を明らかにするため、全交流電源喪失に対して緊急安全対策および更なる信頼性向上対策前後の時間余裕を比較する。

5.4.3 評価結果

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

a. 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象の過程の特定

島根2号機は、220kV送電線(2回線/1ルート)、66kV送電線(1回線/1ルート)の合計3回線/2ルートから外部電源を受電することができるため、送電線事故による外部電源喪失の可能性は小さい。送電系統一覧図を添付5.4-1、開閉所単線結線図を添付5.4-2、所内単線結線図を添付5.4-3および直流電源単線結線図を添付5.4-4に示す。

しかし、何らかの原因により外部電源喪失が発生した場合、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が起動し、残留熱除去系等の原子炉の安全停止に必要な機器に電源を供給する。非常用ディーゼル発電機は、2系統の高圧の非常用母線にそれぞれ1台、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ系の非常用母線に1台を設置している。

非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失した場合は、全交流電源喪失に至る。

外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程は添付5.4-5に示すとおりであり、蓄電池(直流電源)からの電源供給に失敗した場合は、低圧電源融通により直流電源を確保することで非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を起動することができるが、低圧電源融通による電源供給に失敗した場合は、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動することができない上、原子炉隔離時冷却系等も起動することができないことから燃料の重大な損傷に至る。

蓄電池(直流電源)からの電源供給に成功しても、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給に失敗した場合は、全交流電源喪失に至る。

非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料は、島根2号機において3基の軽油タンク、発電所全体では7基の軽油タンクを発電所構内に設置しており、外部からの支援がない場合でも、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を各々7日間運転継続することが可能であり、この間に外部電源の復旧または燃料補給を実施することとしている。

なお、島根2号機は外部電源喪失したとしても、タービンへ供給される蒸気をバイパスすることにより、所内単独運転させることも期待できる。

本評価においては、全交流電源喪失後は他号機でも全交流電源喪失が発生していると仮定しているため、AM対策で整備した隣接号機からの電源融通は考慮していない。

b. 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を添付5.4-6に示す。

原子炉は、全交流電源喪失が発生した場合、蓄電池(直流電源)により監視・制御機能を確保するとともに、原子炉隔離時冷却系による注水により原子炉の水

位を維持し，蓄電池（直流電源）が枯渇するまでに緊急安全対策で配備した高圧発電機車により交流電源を確保することで原子炉隔離時冷却系による注水が継続される。

その後，主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で，復水輸送系等による代替注水または緊急安全対策で配備した送水車による注水により，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

更に，高圧発電機車からの電源供給に失敗した場合は，更なる信頼性向上対策で配備したガスタービン発電機により電源供給する。この場合，低圧系の残留熱除去系による注水および残留熱除去系による除熱を実施することが可能となり，速やかに原子炉を冷温停止することができ，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

燃料プールは，全交流電源喪失が発生した場合，除熱機能および注水機能が全て喪失し，プール水温が上昇するため，プール水が蒸散することにより，プール水位が低下する。

緊急安全対策で配備した高圧発電機車により交流電源を確保することで燃料プール補給水系による注水により，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

また，燃料プール補給水系による注水に失敗した場合は，緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水により，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

更に，高圧発電機車からの電源供給に失敗した場合は，更なる信頼性向上対策で配備したガスタービン発電機により電源供給する。この場合は，残留熱除去系による除熱，注水を実施することが可能となり，速やかに燃料プールの水温上昇を抑えることができる。

残留熱除去系による除熱，注水，燃料プール補給水系による注水および復水輸送系等による代替注水に失敗した場合，または高圧発電機車およびガスタービン発電機からの電源供給に失敗した場合は，緊急安全対策で配備した送水車による注水により燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

原子炉および燃料プールの燃料の重大な損傷を防止するためには，注水機能および電源機能を維持する必要があり，これらの機能に係る主な設備の保全内容を添付 5.4-7 に示す。

これらの設備については，保安規定で定めた保守管理計画に基づき保全を実施している。具体的には，設備に適応した保全プログラムを策定し，これに基づく保全を実施し，設備の健全性の維持，確認を行っている上，原子炉隔離時冷却系の信頼性は以下のとおり高いものとなっている。

- ・安全機能における重要度分類ではMS - 1 に分類され，重要度の高いシステムであり，信頼性の高い設計となっている。
- ・定期検査毎に社内の点検および国の定期検査を受検するとともに，プラント運転時には毎月 1 回の定期試験により，機器の健全性を確認し，信頼性を確保し

ている。

(2) 全交流電源喪失の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(1)項において特定した事象の過程を踏まえ、全交流電源喪失の継続時間評価は、5.4.2(2) a.項に記載したとおり、「運転時」および「停止時」における注水機能および電源機能の継続時間の評価を実施し、クリフエッジの特定を行った。

具体的には、以下のとおりクリフエッジの特定を行った。

- ・注水機能の継続時間評価は、原子炉および燃料プールへの必要注水量評価に基づき、タンク等の水源枯渇時間、海水中に含まれる塩分の影響を考慮した海水注入継続時間を踏まえて実施する。

なお、海水注入等は送水車の運転が必要であるが、送水車の燃料（軽油）は、高圧発電機車等の燃料（軽油）と共用であるため、電源機能の継続時間評価の中で評価する。

- ・電源機能の継続時間評価は、蓄電池（直流電源）の枯渇時間、高圧発電機車またはガスタービン発電機等の燃料枯渇時間を踏まえて実施する。

- ・注水機能の継続時間および電源機能の継続時間からクリフエッジの特定を行う。継続時間評価のフローを図 5.4-1 に示す。

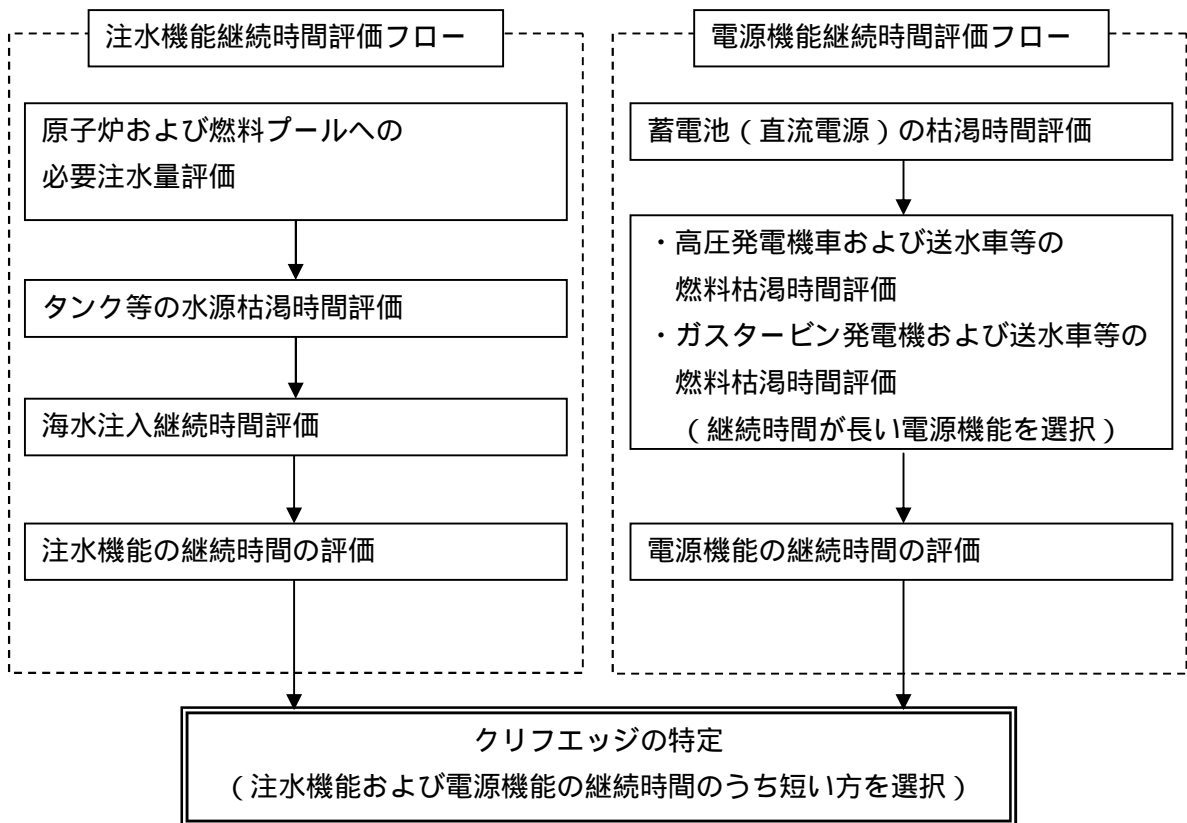


図 5.4-1 継続時間評価のフロー

a. 運転時の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(a) 注水機能継続に係る評価

ア. 原子炉にある燃料に対する評価

全交流電源喪失が発生した場合、蓄電池（直流電源）により監視・制御機能を確保するとともに、原子炉隔離時冷却系による注水が行われ、緊急安全対策で配備した高圧発電機車または更なる信頼性向上対策で配備したガスタービン発電機により交流電源を確保することで注水は継続される。

その後、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等による代替注水または緊急安全対策で配備した送水車による注水により、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

原子炉への注水手段を添付 5.4-8 に示す。

イ. 燃料プールにある燃料に対する評価

全交流電源喪失が発生した場合、約 1.6 日後にプール水温が 100 に到達するため、約 1.6 日後に燃料プールへの注水を開始するとして評価する。

緊急安全対策で配備した高圧発電機車または更なる信頼性向上対策で配備したガスタービン発電機により交流電源を確保することで、燃料プール補給水系による注水、緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水、または送水車による注水等により、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

燃料プールへの注水手段を添付 5.4-8 に示す。

ウ. 注水機能継続に係る評価

淡水の水源として、復水貯蔵タンク、純水タンク、補助復水貯蔵タンク、ろ過水タンクおよび輪谷貯水槽があり、淡水が枯渇した場合は海水注入を行うこととしている。

水源の枯渇時間は、各水源の保有水量と原子炉および燃料プールにある燃料の崩壊熱に応じた必要注水量から約 16 日となる。

海水注入は、水量に制限がないため、長期の注水も可能であるが、海水中に含まれる塩分の析出を考慮して評価した結果、海水注入開始から約 7 日後に原子炉において塩析出が発生することから、注水期間は約 7 日とした。

したがって、原子炉および燃料プールへの注水は、起因事象発生から約 23 日継続可能である（図 5.4-2、添付 5.4-9）。

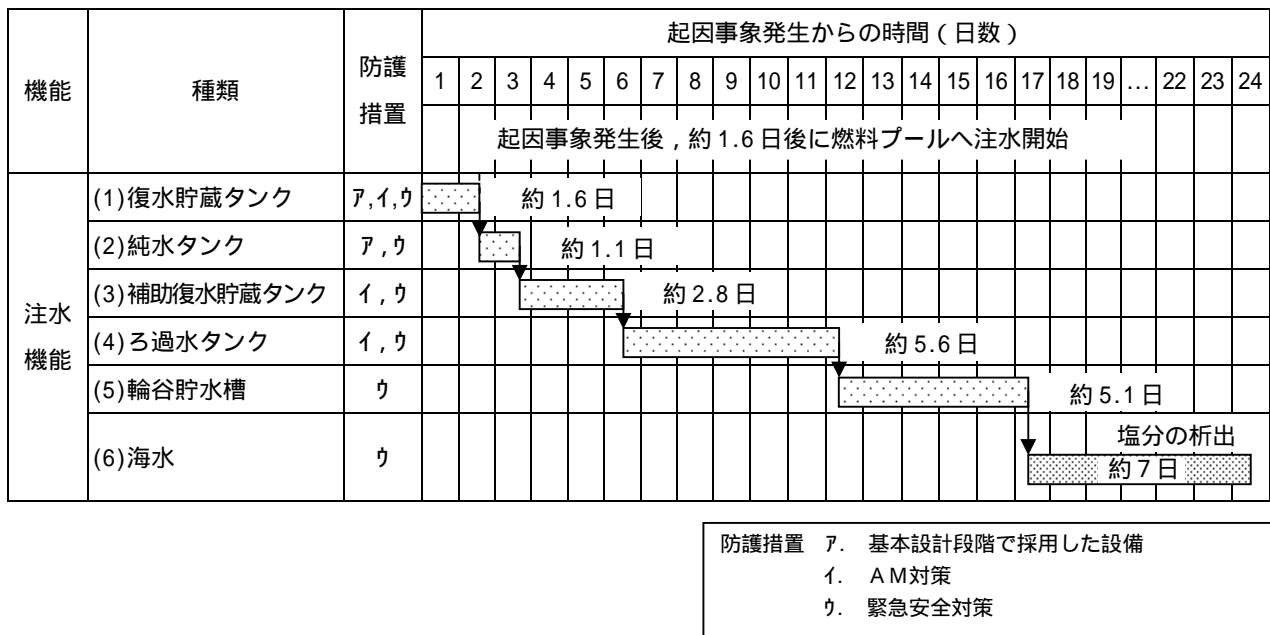


図 5.4-2 運転時の注水機能継続に係る評価

(b) 電源機能継続に係る評価

ア. 高圧発電機から電源供給する場合

高圧発電機からの電源供給は，蓄電池（直流電源）が枯渇する約 8 時間後までには開始することが可能である。

また，燃料については，発電所構内に設置している非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク（約 1,500kl）から補給することとしており，発電機運転中に燃料補給することにより，約 58 日運転が可能である。

したがって，高圧発電機から電源供給する場合は，起因事象発生から約 58 日電源供給することが可能である（図 5.4-3，添付 5.4-10）。

イ. ガスタービン発電機から電源供給する場合

ガスタービン発電機からの電源供給は，蓄電池（直流電源）が枯渇する約 8 時間後までには開始することが可能である。

また，燃料については，発電所構内に設置しているガスタービン発電機専用の軽油タンク（約 200kl）の他に非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク（約 1,500kl）から補給することとしており，発電機運転中に燃料補給することにより，約 20 日運転が可能である。

したがって，ガスタービン発電機から電源供給する場合は，起因事象発生から約 20 日電源供給することが可能である（図 5.4-3，添付 5.4-10）。

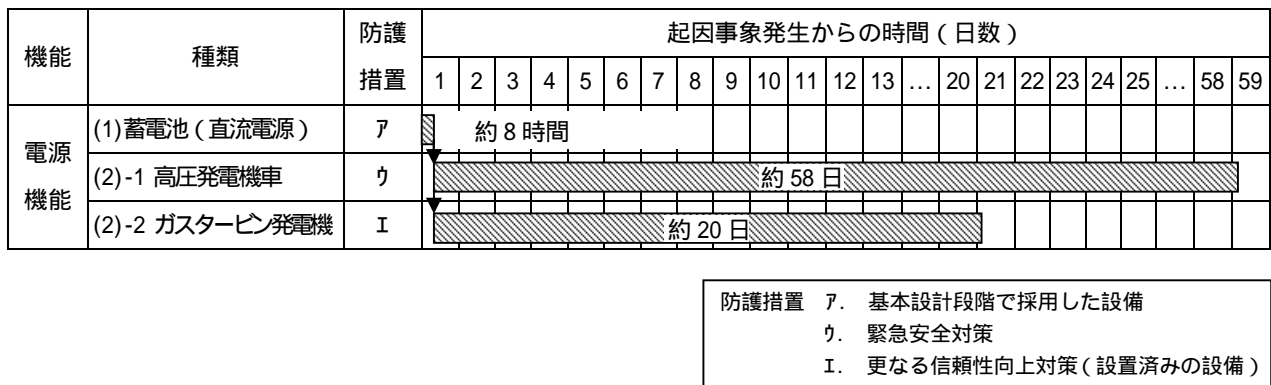


図 5.4-3 運転時の電源機能継続に係る評価

したがって、運転時の電源機能継続時間は、高圧発電機車から電源供給する場合の継続時間である約 58 日となる。

(c) 運転時のクリフエッジの特定

注水機能継続に係る評価および電源機能継続に係る評価より、運転時のクリフエッジは約 23 日となる（図 5.4-4）。

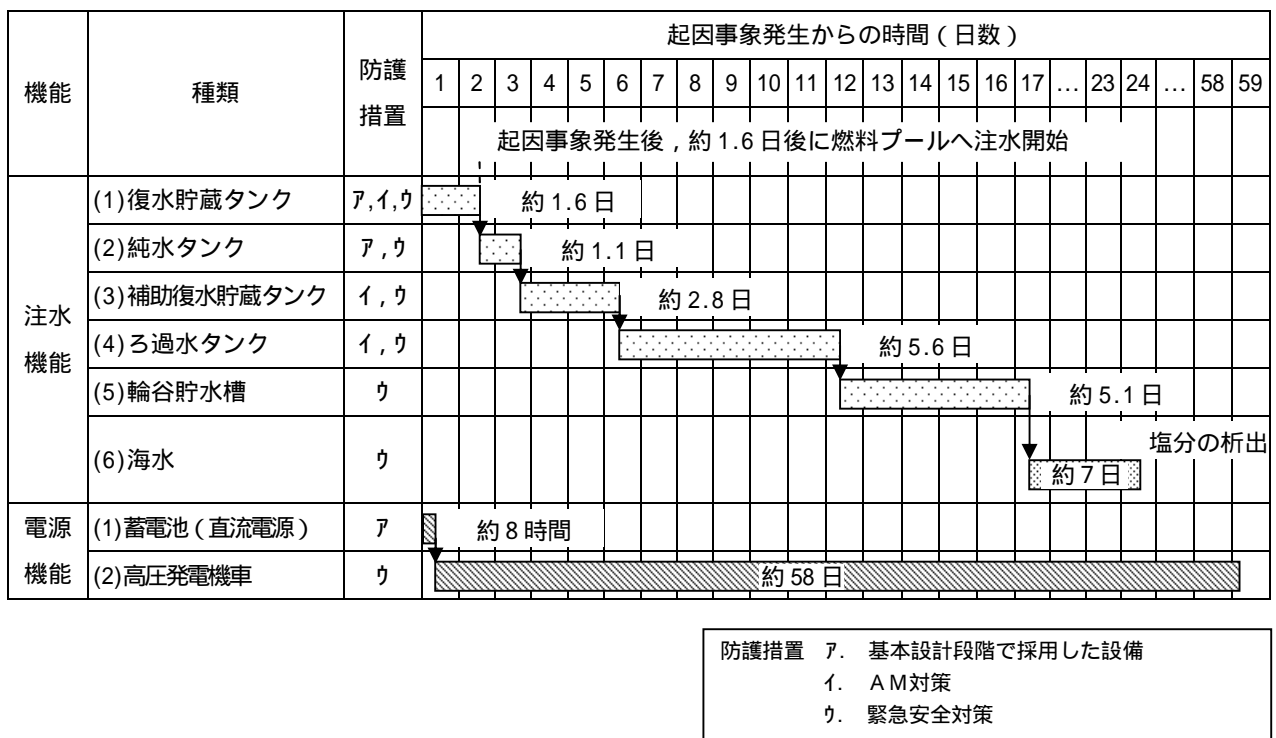


図 5.4-4 運転時のクリフエッジの特定

b. 停止時の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(a) 注水機能継続に係る評価

停止時には原子炉の燃料は全て燃料プールに取り出されているため、燃料プールについてのみ評価を行う。

ア. 燃料プールにある燃料に対する評価

全交流電源喪失が発生した場合、約 8 時間後にプール水温が 100 に到達するため、約 8 時間後に燃料プールへの注水を開始するとして評価する。

緊急安全対策で配備した高圧発電機車または更なる信頼性向上対策で配備したガスタービン発電機から電源供給することで、燃料プール補給水系による注水、緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水、または送水車による注水等により燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

燃料プールへの注水手段を添付 5.4-8 に示す。

イ. 注水機能継続に係る評価

淡水の水源として、復水貯蔵タンク、純水タンク、補助復水貯蔵タンク、ろ過水タンクおよび輪谷貯水槽があり、淡水が枯渇した場合は海水注入を行うこととしている。

水源の枯渇時間は、各水源の保有水量と燃料プールにある燃料の崩壊熱に応じた必要注水量から約 16 日となる。

海水注入は、水量に制限がないため、長期の注水も可能であるが、海水中に含まれる塩分の析出を考慮して評価した結果、海水注入開始から約 45 日後に塩分析出が発生することから、注水期間は約 45 日とした。

したがって、燃料プールへの注水は、起因事象発生から約 61 日継続可能である（図 5.4-5、添付 5.4-9）。

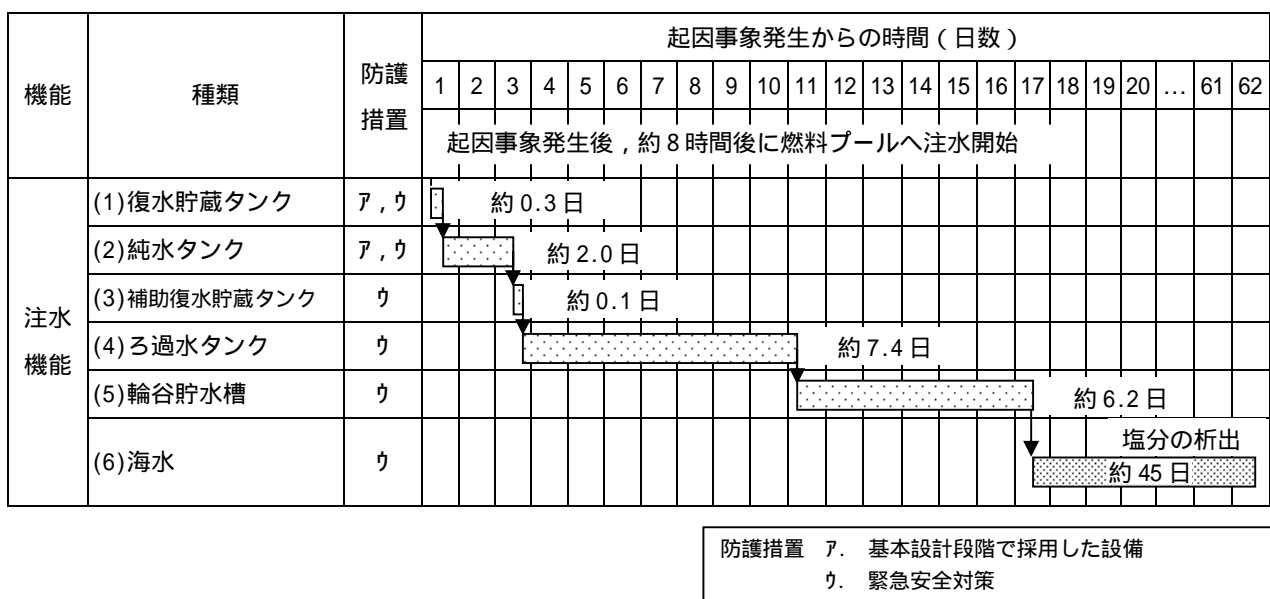


図 5.4-5 停止時の注水機能継続に係る評価

(b) 電源機能継続に係る評価

ア. 高圧発電機車から電源供給する場合

高圧発電機車からの電源供給は、プール水温が 100 に到達する約 8 時間後までには開始することが可能である。

また、燃料については、発電所構内に設置している非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク（約 1,500kl）から補給することとしており、発電機運転中に燃料補給することにより、約 58 日運転が可能である。

したがって、高圧発電機車から電源供給する場合は、起因事象発生から約 58 日電源供給することが可能である（図 5.4-6、添付 5.4-10）。

イ. ガスタービン発電機から電源供給する場合

ガスタービン発電機からの電源供給は、プール水温が 100 に到達する約 8 時間後までには開始することが可能である。

また、燃料については、発電所構内に設置しているガスタービン発電機用の軽油タンク（約 200kl）の他に非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク（約 1,500kl）から補給することとしており、発電機運転中に燃料補給することにより、約 20 日運転が可能である。

したがって、ガスタービン発電機から電源供給する場合は、起因事象発生から約 20 日電源供給することが可能である（図 5.4-6、添付 5.4-10）。

| 機能 | 種類 | 防護措置 | 起因事象発生からの時間（日数） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|----|-----------------|------|----------------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|-----|----|----|----|----|----|----|-----|----|----|--|--|--|--|
| | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | ... | 20 | 21 | 22 | 23 | 24 | 25 | ... | 58 | 59 | | | | |
| | | | 起因事象発生後、約 8 時間後に燃料プールへ注水開始 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 電源 | (1)-1 高圧発電機車 | ウ | 約 58 日 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 機能 | (1)-2 ガスタービン発電機 | イ | 約 20 日 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

防護措置 ウ. 緊急安全対策
 イ. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備）

図 5.4-6 停止時の電源機能継続に係る評価

したがって、停止時の電源機能継続時間は、高圧発電機車により電源供給する場合の継続時間である約 58 日となる。

(c) 停止時のクリフエッジの特定

注水機能継続に係る評価および電源機能継続に係る評価より、停止時のクリフエッジは約 58 日となる（図 5.4-7）。

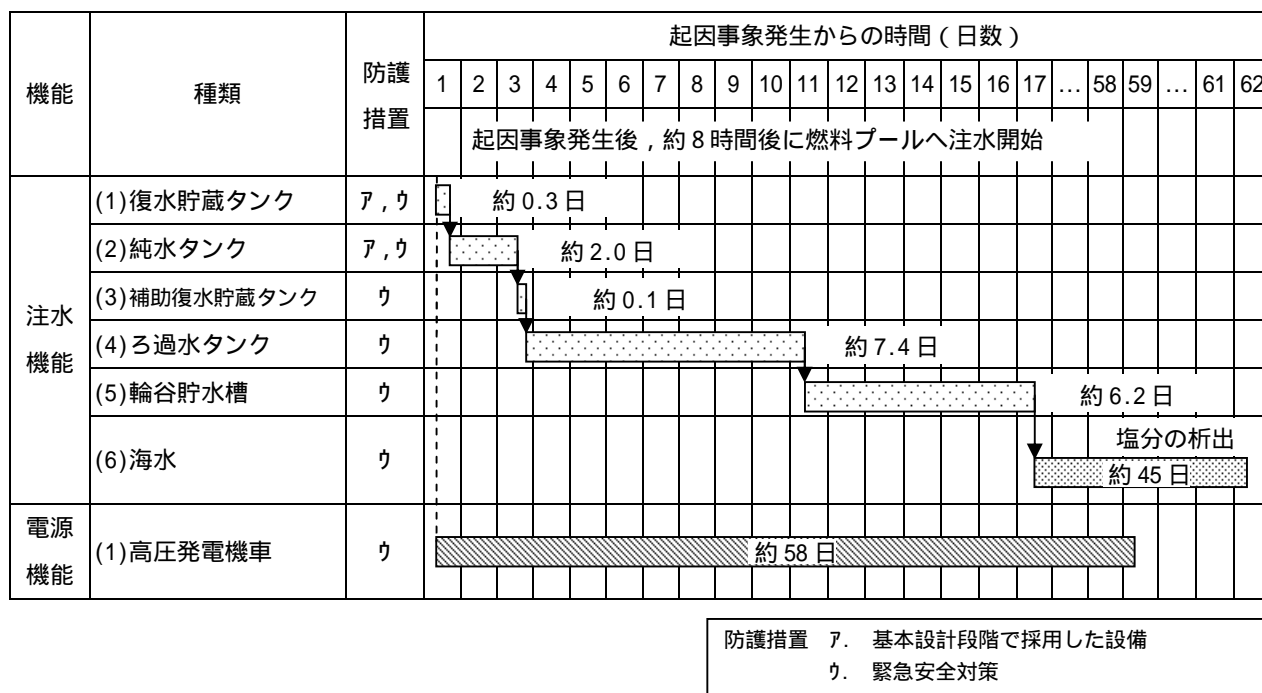


図 5.4-7 停止時のクリフエッジの特定

c. 運転時および停止時のクリフエッジの特定

a. 項, b. 項の注水機能継続に係る評価および電源機能継続に係る評価の結果より、運転時および停止時のクリフエッジは下表のとおりとなった。

| 運転時 | 停止時 |
|--------|--------|
| 約 23 日 | 約 58 日 |

(3) 事象進展防止措置の評価

a. 運転時の場合

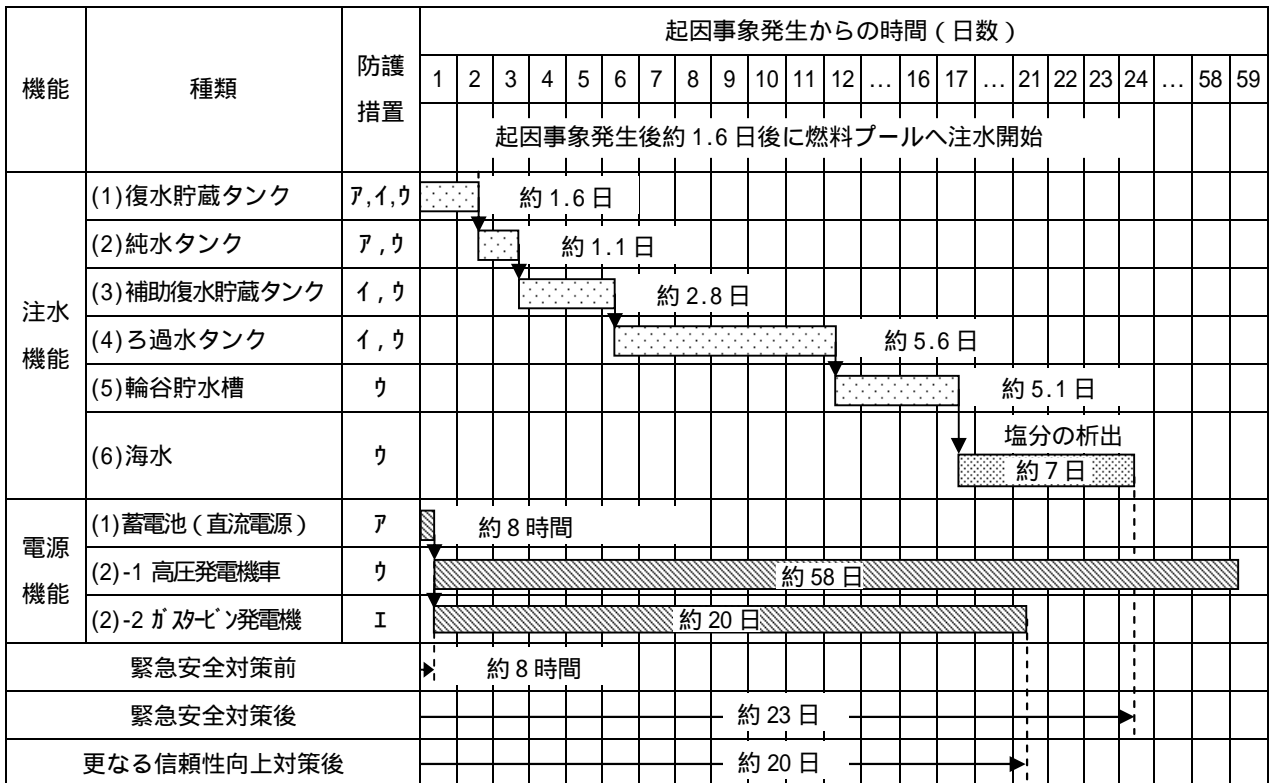
(2)項より、注水機能については、原子炉への注水の水源として、緊急安全対策前の対策（防護措置ア,イ）は復水貯蔵タンク、純水タンク、補助復水貯蔵タンクおよびろ過水タンクの 4 種類の水源であったが、緊急安全対策後の対策（防護措置ウ）においては、輪谷貯水槽および海水の 2 種類の水源が加わり、合計 6 種類の水源を使用することが可能となった。燃料プールへの注水の水源として、緊急安全対策前の対策（防護措置ア）は復水貯蔵タンクおよび純水タンクの 2 種類の水源であったが、緊急安全対策後の対策（防護措置ウ）においては、補助復水貯蔵タンク、ろ過水タンク、輪谷貯水槽および海水の 4 種類の水源が加わり、合計 6 種類の水源を使用することが可能となった。

また、電源機能については、緊急安全対策前の対策（防護措置A）は蓄電池（直流電源）のみであったが、緊急安全対策および更なる信頼性向上対策後の対策（防護措置I）においては、高圧発電機車およびガスタービン発電機の2種類が加わり、合計3種類の電源を使用することが可能となった。

この結果、運転時のクリフエッジは、緊急安全対策前は約8時間であったが、緊急安全対策後は約23日に増加する。

なお、ガスタービン発電機から電源供給する場合は約20日に増加するとともに速やかに原子炉を冷温停止することができる（図5.4-8）。

S2 5.4 R0



防護措置 A. 基本設計段階で採用した設備
 I. AM対策
 U. 緊急安全対策
 I. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備）

図 5.4-8 運転時の事象進展防止措置の評価

b. 停止時の場合

(2)項より、注水機能については、燃料プールへの注水の水源として、緊急安全対策前の対策（防護措置A）は、復水貯蔵タンクおよび純水タンクの2種類の水源であったが、緊急安全対策後の対策（防護措置U）においては、補助復水貯蔵タンク、ろ過水タンク、輪谷貯水槽および海水の4種類の水源が加わり、合計6種類の水源を使用することが可能となった。

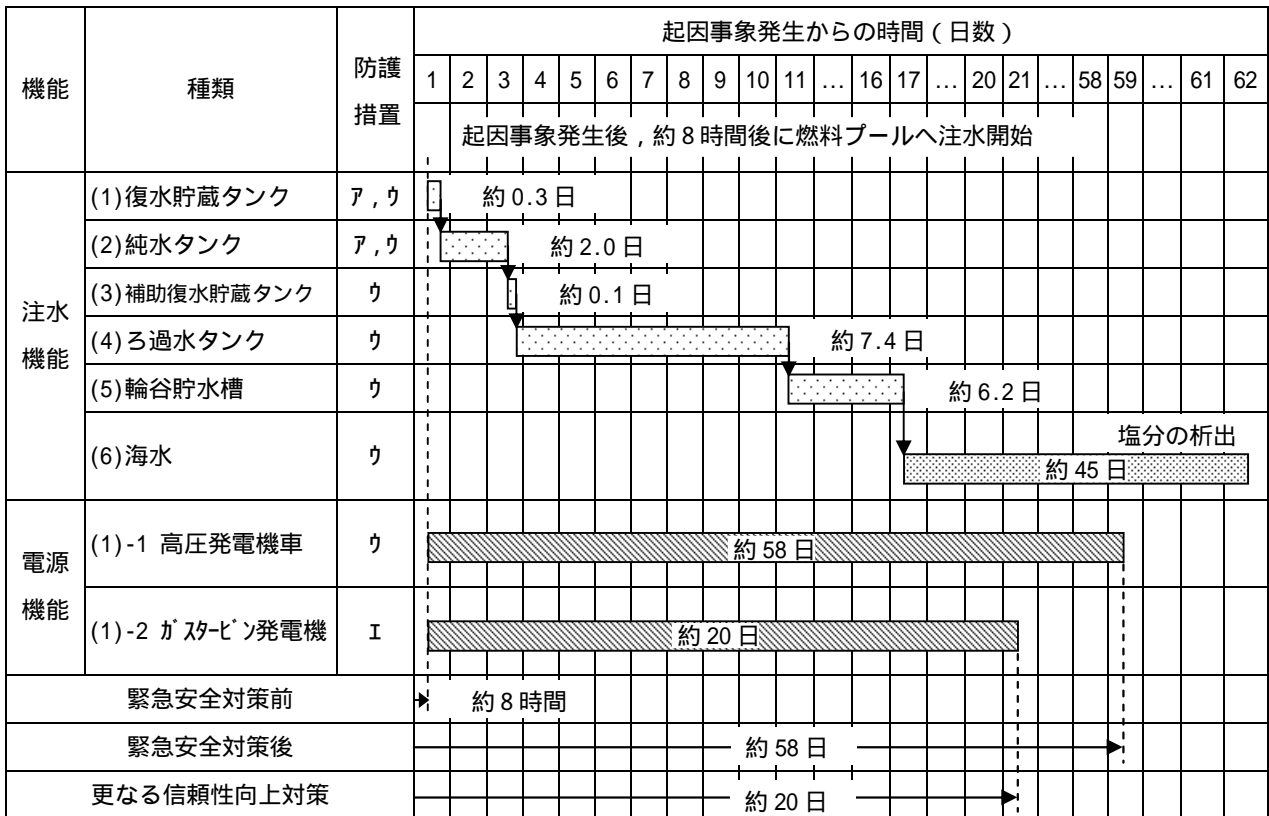
また、電源機能については、緊急安全対策および更なる信頼性向上対策後の対

策（防護措置ウ，I）により，高圧発電機車およびガスタービン発電機の2種類の電源を使用することが可能となった。

この結果，停止時のクリフエッジは，緊急安全対策前は約8時間であったが，緊急安全対策後は約58日に増加する。

なお，ガスタービン発電機から電源供給する場合は約20日に増加するとともに速やかに燃料プール水温上昇を抑えることができる（図5.4-9）。

S2 5.4 R0



防護措置 ア. 基本設計段階で採用した設備
ウ. 緊急安全対策
I. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備）

図 5.4-9 停止時の事象進展防止措置の評価

5.4.4 評価結果のまとめ

全交流電源喪失時のクリフエッジは、運転時は約 23 日、停止時は約 58 日であると特定した。

また、約 23 日という期間を考慮すると、発電所外部からの支援（燃料補給等）を期待するのに十分な時間余裕となっている。

さらに、上記期間を考慮すると、外部電源の復旧または AM 対策で整備した非常用ディーゼル発電機の復旧を十分に期待することができる。

なお、島根 2 号機において、以下の更なる信頼性向上対策を今後予定しており、これらの対策を講じることにより、全交流電源喪失に対する発電所の信頼性がより一層向上するものとする。

- ・ 代替の非常用発電機の確保

非常用ディーゼル発電機が機能喪失しても、原子炉および燃料プールの除熱・注水機能に必要な機器等に必要な電力を安定的に供給することができるよう代替の非常用発電機を確保する。

- ・ 外部電源の供給信頼性の更なる向上策

すべての送電線から受電できるように 500kV 送電線から島根 2 号機の非常用母線へ給電する回線を新設する。

5.5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失

5.5.1 評価実施事項

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

P S Aの知見を踏まえて、最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(1)において特定された事象の過程の進展を踏まえ、最終ヒートシンク喪失の継続時間を明らかにし、クリフエッジを特定する。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.5.2 評価方法

原子炉にある燃料および燃料プールにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

最終ヒートシンク喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至る事象の過程（事故シナリオ）をイベントツリーで特定し、事故シナリオを分析する。

また、最終ヒートシンク喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するために使用する防護措置を明らかにする。

なお、特定された防護措置には、所要の安全機能を直接果たすフロントライン系と、当該防護措置が機能を果たすのに必要となるサポート系を含む。

上記の検討にあたって、以下を考慮する。

- ・最終ヒートシンク喪失とは、原子炉および燃料プールの残留熱を除去する系統等から最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備（常用および非常用の海水を取水するポンプ）の機能喪失とする。
- ・地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。
- ・対象とする防護措置に関連する設備は、以下の4つに分類して示す。

ア. 基本設計段階で採用した設備

イ. AM対策

ウ. 緊急安全対策

エ. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備）

なお、設置されていないが、計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備による防護措置とは区別する。

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間評価およびクリフエッジの特定

a. 最終ヒートシンク喪失の継続時間評価

事象進展過程に基づき、燃料の重大な損傷に至るまでの最終ヒートシンク喪失の継続時間を評価する。

継続時間の評価にあたっては、保守的に最終ヒートシンク喪失発生から必要な影響緩和機能が喪失するまでの時間を評価する。

これらの評価条件は以下のとおりとする。

- ・最終ヒートシンク喪失時に作動する防護措置について、機器の継続運転の制約条件（水源の枯渇、燃料の枯渇等）を考慮する。
- ・プラントの状態としては、島根2号機が出力運転中で、燃料プールに1取替炉心分を除いた全ての使用済燃料貯蔵ラックに使用済燃料が貯蔵された状態を想定する場合（運転時）と、原子炉停止後速やかに全燃料が原子炉から燃料プールに取り出され、全ての使用済燃料貯蔵ラックが使用済燃料で満たされた状態を想定する場合（停止時）について評価する。
- ・注水機能の継続時間評価においては、発電所全体で最も厳しい条件として、初期状態を島根1, 3号機は運転中とし、同様に最終ヒートシンク喪失を想定して評価する。
- ・注水機能の継続時間評価においては、最終ヒートシンク喪失発生後、原子

炉は停止状態に移行し、燃料の崩壊熱による蒸散のために低下する水位を注水により維持するものとして評価する。また、燃料プールは、燃料の崩壊熱による蒸散のため低下する水位を注水により維持するものとして評価する。

- ・ 除熱機能の継続時間評価においては、送水車および可搬式ディーゼル駆動ポンプ等の同時運転を継続すると想定して評価する。
- ・ 号機間で共用するものについては、島根1、3号機も最終ヒートシンク喪失が同時発生していると想定して評価する。

b. クリフエッジの特定

- a. 項で評価した最終ヒートシンク喪失の継続時間評価の結果を踏まえ、クリフエッジを特定する。

(3) 事象進展防止措置の評価

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの時間余裕の増加に及ぼす効果を多重防護の観点から確認する。

具体的には、防護措置が機能喪失した場合には、その機能を代替する防護措置を明らかにするとともに、機能を果たす防護措置の種類と数を確認する。

また、プラント全体としての安全裕度を明らかにするため、最終ヒートシンク喪失に対して緊急安全対策および更なる信頼性向上対策前後の時間余裕を比較する。

5.5.3 評価結果

(1) 燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を添付 5.5-1 に示す。

原子炉は、最終ヒートシンク喪失が発生した場合、手動により停止されるが、最終ヒートシンク喪失により原子炉補機海水系、高圧炉心スプレイ補機海水系および循環水系が機能喪失するため、外部電源からの電源供給は確保されているが、非常用炉心冷却系や給復水系による注水または冷却ができない状態となる。

この場合、原子炉隔離時冷却系による注水が実施される。その後、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等による代替注水または緊急安全対策で配備した送水車による注水により、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

原子炉隔離時冷却系による注水に失敗した場合は、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等による代替注水により燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

燃料プールは、最終ヒートシンク喪失が発生した場合、除熱機能が全て喪失し、プール水温が上昇するため、プール水が蒸散することにより、プール水位が低下する。

この場合、燃料プール補給水系による注水または緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水により燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

また、燃料プール補給水系による注水および復水輸送系等による代替注水に失敗した場合は、緊急安全対策で配備した送水車による注水により、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

原子炉および燃料プールの燃料の重大な損傷を防止するためには、注水機能または除熱機能を維持する必要があり、これらの機能に係る主な設備の保全内容を添付 5.5-2に示す。

これらの設備については、保安規定で定めた保守管理計画に基づき保全を実施している。具体的には、設備に適応した保全プログラムを策定し、これに基づく保全を実施し、設備の健全性の維持、確認を行っている上、原子炉隔離時冷却系の信頼性は以下のとおり高いものとなっている。

- ・ 安全機能における重要度分類ではMS - 1 に分類され、重要度の高いシステムであり、信頼性の高い設計となっている。
- ・ 定期検査毎に社内の点検および国の定期検査を受検するとともに、プラント運転時には毎月 1 回の定期試験により、機器の健全性を確認し、信頼性を確保している。

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(1)項において特定した事象の過程を踏まえ、最終ヒートシンク喪失の継続時間評価は、5.5.2(2)a.項に記載したとおり、「運転時」および「停止時」において注水機能および除熱機能の継続時間評価を実施し、クリフエッジの特定を行った。

具体的には、以下のとおりクリフエッジの特定を行った。

- ・注水機能の継続時間評価は、原子炉および燃料プールへの必要注水量評価に基づき、タンク等の水源枯渇時間、海水中に含まれる塩分の影響を考慮した海水注入継続時間を踏まえて実施する。
- ・除熱機能の継続時間評価は、除熱開始までの必要注水量が限定的であり、水源が枯渇することがないため、除熱機能に必要な原子炉補機海水系に海水を代替供給する可搬式ディーゼル駆動ポンプ等の燃料枯渇時間を踏まえて実施する。
- ・注水機能の継続時間および除熱機能の継続時間からクリフエッジの特定を行う。継続時間評価のフローを図 5.5-1に示す。

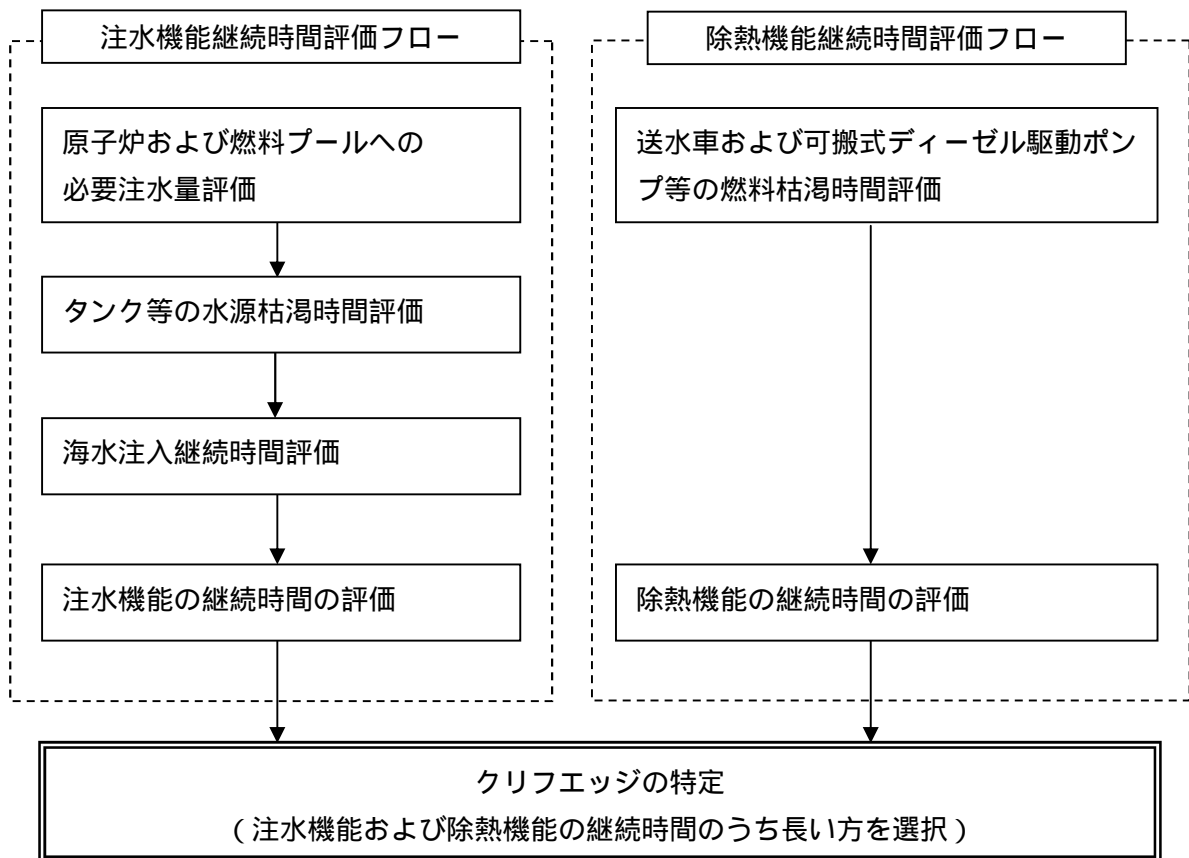


図 5.5-1 継続時間評価のフロー

a. 運転時の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(a) 注水機能継続に係る評価

ア. 原子炉にある燃料に対する評価

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、外部電源により電源を確保し、原子炉隔離時冷却系により注水される。

その後、主蒸気逃がし安全弁により原子炉を減圧した上で、復水輸送系等による代替注水または緊急安全対策で配備した送水車による注水により、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

原子炉への注水手段を添付 5.4-8 に示す。

イ. 燃料プールにある燃料に対する評価

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、約 1.6 日後にプール水温が 100 に到達するため、約 1.6 日後に燃料プールへの注水を開始するとして評価する。

燃料プール補給水系による注水、緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水、または送水車による注水により燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

燃料プールへの注水手段を添付 5.4-8 に示す。

ウ. 注水機能継続に係る評価結果

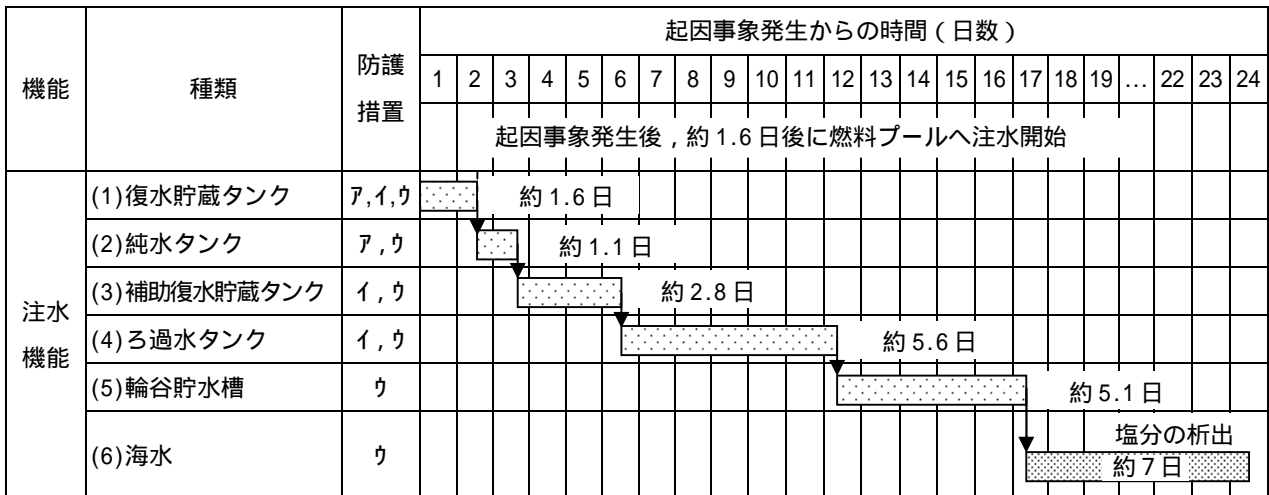
淡水の水源として、復水貯蔵タンク、純水タンク、補助復水貯蔵タンク、ろ過水タンクおよび輪谷貯水槽があり、淡水が枯渇した場合は海水注入を行うこととしている。

水源の枯渇時間は、各水源の保有水量と原子炉および燃料プールにある燃料の崩壊熱に応じた必要注水量から約 16 日となる。

海水注入は、水量に制限がないため、長期の注水も可能であるが、海水中に含まれる塩分の析出を考慮して評価した結果、海水注入開始から約 7 日後に原子炉において塩分析出が発生することから、注水期間は約 7 日とした。

なお、海水注入等は送水車の運転が必要であるが、発電所構内に設置している非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク（約 1,500kl）から燃料補給することにより運転を継続することができ、添付 5.5-3 のとおり可搬式ディーゼル駆動ポンプ等を同時に運転しても約 107 日運転が可能である。

したがって、原子炉および燃料プールへの注水は、起因事象発生から約 23 日継続可能である（図 5.5-2、添付 5.4-9）。



防護措置 ア. 基本設計段階で採用した設備
 イ. AM対策
 ウ. 緊急安全対策

図 5.5-2 運転時の注水機能継続に係る評価

(b) 除熱機能継続に係る評価

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、原子炉隔離時冷却系等により注水が行われるが、海水注入するまでには可搬式ディーゼル駆動ポンプにより原子炉補機海水系へ海水を代替供給し、残留熱除去系および燃料プール冷却系による原子炉および燃料プールの除熱を開始することができ、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

可搬式ディーゼル駆動ポンプは、発電所構内に設置している非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク(約1,500kl)からポンプ運転中に燃料補給することにより運転を継続することができ、送水車等を同時運転しても、約107日運転が可能である。

したがって、可搬式ディーゼル駆動ポンプによる除熱機能は、起回事象発生から約107日継続可能である(図5.5-3,添付5.5-3)。

| 機能 | 種類 | 防護措置 | 起因事象発生からの時間（日数） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|------|-------------------------------|------|-----------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | ... | 101 | 102 | 103 | 104 | 105 | 106 |
| 注水機能 | 送水車等 | ウ | 約 107 日 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 除熱機能 | (1)可搬式ディーゼル駆動ポンプ ^注 | イ | 約 107 日 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

注：可搬式ディーゼル駆動ポンプによる除熱開始までは注水を実施

| | |
|------|-------------------------------------|
| 防護措置 | ウ. 緊急安全対策 イ. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備） |
|------|-------------------------------------|

図 5.5-3 運転時の除熱機能継続に係る評価

(c) 運転時のクリフエッジの特定

注水機能継続に係る評価および除熱機能継続に係る評価より，運転時のクリフエッジは約 107 日となる。

b. 停止時の継続時間評価およびクリフエッジの特定

(a) 注水機能継続に係る評価

停止時には原子炉の燃料は全て燃料プールに取り出されているため，燃料プールについてのみ評価を行う。

ア. 燃料プールにある燃料に対する評価

最終ヒートシンク喪失が発生した場合，約 8 時間後にプール水温が 100 に到達するため，約 8 時間後に燃料プールへの注水を開始するとして評価する。

外部電源からの電源供給により燃料プール補給水系による注水，緊急安全対策で整備した復水輸送系等による代替注水，または送水車による注水により，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

燃料プールへの注水手段を添付 5.4-8 に示す。

イ. 注水機能継続に係る評価

淡水の水源として，復水貯蔵タンク，純水タンク，補助復水貯蔵タンク，ろ過水タンクおよび輪谷貯水槽があり，淡水が枯渇した場合は海水注入を行うこととしている。

水源の枯渇時間は，各水源の保有水量と燃料プールにある燃料の崩壊熱に応じた必要注水量から約 16 日となる。

海水注入は，水量に制限がないため，長期の注水も可能であるが，海水中に含まれる塩分の析出を考慮して評価した結果，海水注入開始から約 45 日後に塩分析出が発生することから，注水期間は約 45 日とした。

なお、海水注入等は送水車の運転が必要であるが、発電所構内に設置している非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク（約 1,500kl）から燃料補給することにより運転を継続することができ、可搬式ディーゼル駆動ポンプ等を同時に運転しても約 107 日運転が可能である。

したがって、燃料プールへの注水は、起回事象発生から約 61 日継続可能である（図 5.5-4，添付 5.4-9）。

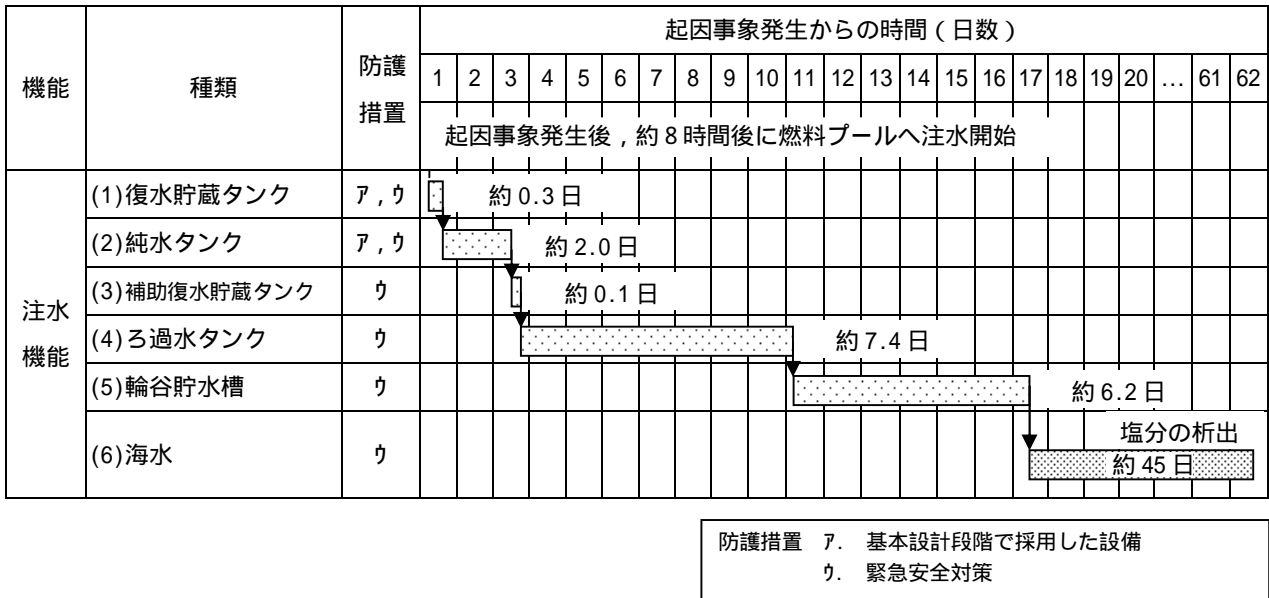


図 5.5-4 停止時の注水機能継続に係る評価

(b) 除熱機能継続に係る評価

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、燃料プール補給水系等により注水が行われるが、海水注入するまでには可搬式ディーゼル駆動ポンプにより原子炉補機海水系へ海水を代替供給し、残留熱除去系による燃料プールの除熱を開始することができ、燃料の重大な損傷に至る事象を回避することができる。

可搬式ディーゼル駆動ポンプは、発電所構内に設置している非常用ディーゼル発電機等の軽油タンク（約 1,500kl）からポンプ運転中に燃料補給することにより運転を継続することができ、送水車等を同時運転しても、約 107 日運転が可能である。

したがって、可搬式ディーゼル駆動ポンプによる除熱機能は、起回事象発生から約 107 日継続可能である（図 5.5-5，添付 5.5-3）。

| 機能 | 種類 | 防護措置 | 起因事象発生からの時間(日数) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|------|-------------------------------|------|-----------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | ... | 101 | 102 | 103 | 104 | 105 | 106 |
| 注水機能 | 送水車等 | ウ | 約 107 日 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 除熱機能 | (1)可搬式ディーゼル駆動ポンプ ^注 | エ | 約 107 日 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

注：可搬式ディーゼル駆動ポンプによる除熱開始までは注水を実施

| | |
|------|------------------------|
| 防護措置 | ウ. 緊急安全対策 |
| | エ. 更なる信頼性向上対策(設置済みの設備) |

図 5.5-5 停止時の除熱機能継続に係る評価

(c) 停止時のクリフエッジの特定

注水機能継続に係る評価および除熱機能継続に係る評価より，停止時のクリフエッジは約 107 日となる。

c. 運転時および停止時のクリフエッジの特定

a. 項，b. 項の結果より，運転時および停止時のクリフエッジは下表のとおりとなった。

| 運転時 | 停止時 |
|---------|---------|
| 約 107 日 | 約 107 日 |

(3) 事象進展防止措置の評価

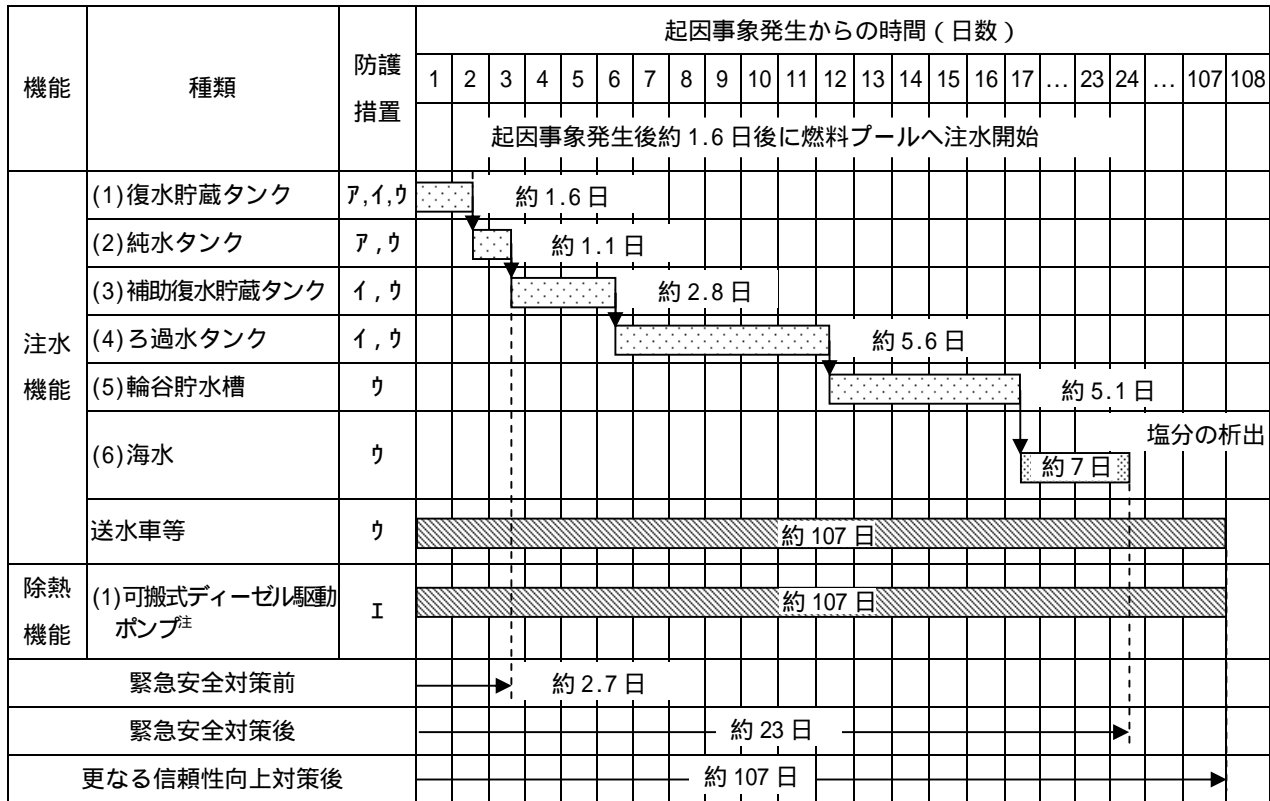
a. 運転時の場合

(2)項より，注水機能については，原子炉への注水の水源として，緊急安全対策前の対策（防護措置ア，イ）は復水貯蔵タンク，純水タンク，補助復水貯蔵タンクおよびろ過水タンクの 4 種類の水源であったが，緊急安全対策後の対策（防護措置ウ）においては，輪谷貯水槽および海水の 2 種類の水源が加わり，合計 6 種類の水源を使用することが可能となった。燃料プールへの注水の水源として，緊急安全対策前の対策（防護措置ア）は復水貯蔵タンクおよび純水タンクの 2 種類の水源であったが，緊急安全対策後の対策（防護措置ウ）においては，補助復水貯蔵タンク，ろ過水タンク，輪谷貯水槽および海水の 4 種類の水源が加わり，合計 6 種類の水源を使用することが可能となった。

また，除熱機能としては，更なる信頼性向上対策後の対策（防護措置エ）において，可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた原子炉および燃料プールの除熱により，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することが可能となった。

この結果，運転時のクリフエッジは，緊急安全対策前は約 2.7 日であったが，緊急安全対策後は約 23 日，更なる信頼性向上対策後は約 107 日に増加する（図 5.5-6）。

S2 5.5 R0



注：可搬式ディーゼル駆動ポンプによる除熱開始までは注水を実施

| | |
|------|------------------------|
| 防護措置 | ア. 基本設計段階で採用した設備 |
| | イ. AM対策 |
| | ウ. 緊急安全対策 |
| | イ. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備） |

図 5.5-6 運転時の事象進展防止措置の評価

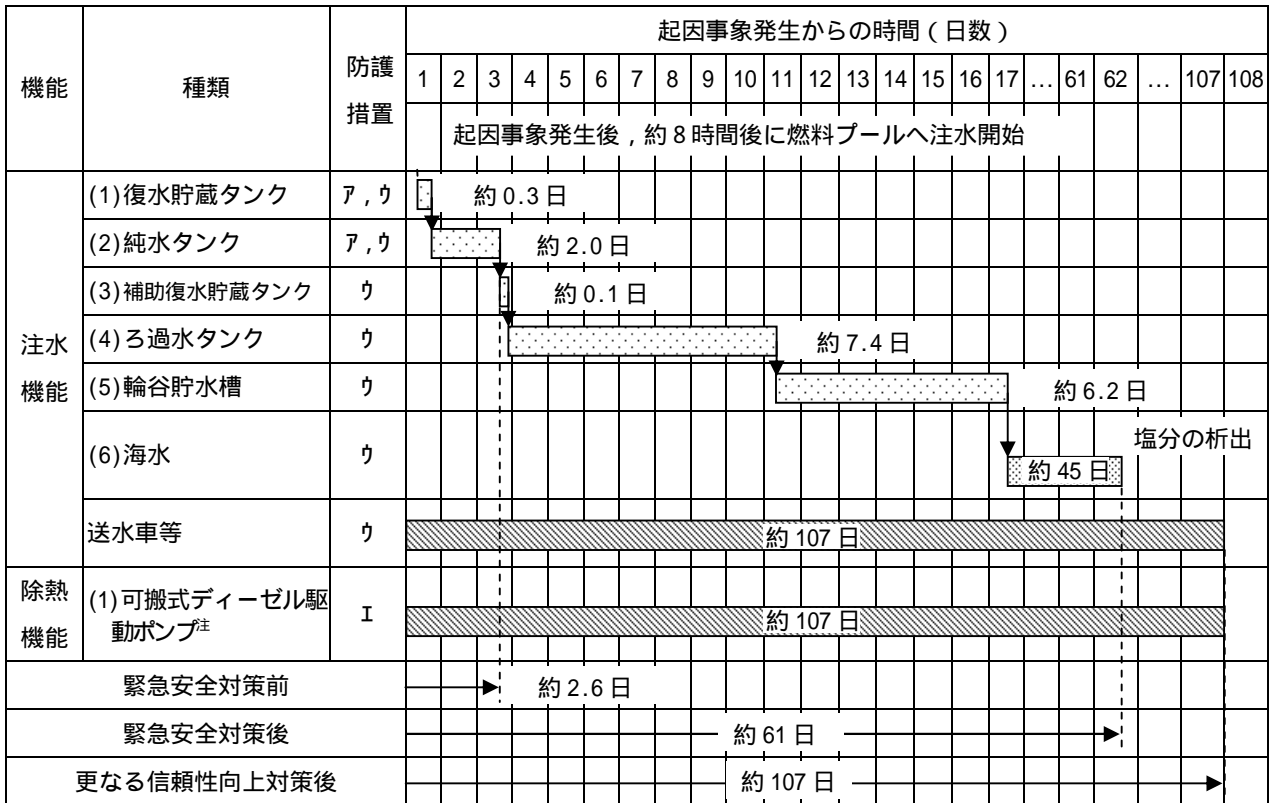
b. 停止時の場合

(2)項より，注水機能については，燃料プールへの注水の水源として，緊急安全対策前の対策（防護措置ア）は，復水貯蔵タンクおよび純水タンクの 2 種類の水源であったが，緊急安全対策後の対策（防護措置ウ）においては，補助復水貯蔵タンク，ろ過水タンク，輪谷貯水槽および海水の 4 種類の水源が加わり，合計 6 種類の水源を使用することが可能となった。

また，除熱機能としては，更なる信頼性向上対策後の対策（防護措置イ）において，可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた燃料プールの除熱により，燃料の重大な損傷に至る事象を回避することが可能となった。

この結果，停止時のクリフエッジは，緊急安全対策前は約 2.6 日であったが，緊急安全対策後は約 61 日，更なる信頼性向上対策後は約 107 日に増加する（図 5.5-7）。

S2 5.5.5 R0



注：可搬式ディーゼル駆動ポンプによる除熱開始までは注水を実施

| | |
|------|------------------------|
| 防護措置 | ア. 基本設計段階で採用した設備 |
| | ウ. 緊急安全対策 |
| | エ. 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備） |

図 5.5-7 停止時の事象進展防止措置の評価

5.5.4 評価結果のまとめ

最終ヒートシンク喪失時のクリフエッジは、運転時は約 107 日、停止時は約 107 日であると特定した。

また、約 107 日という期間を考慮すると、発電所外部からの支援（燃料補給等）を期待するのに十分な時間余裕となっている。

さらに、上記期間を考慮すると、最終ヒートシンク喪失の復旧作業を実施するのに十分な時間余裕となっている。

5.6 その他のシビアアクシデントマネジメント

5.6.1 評価実施事項

平成4年7月に通商産業省（当時）が発表した「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」で規定し、事業者が整備しているシビアアクシデントマネジメント対策（燃料の重大な損傷を防止するための措置、放射性物質の大規模な放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持するための措置）について、多重防護の観点から、その効果を示す。

5.6.2 評価方法

(1) 事象進展シナリオの特定と防護措置の確認

P S Aにおいて想定した起因事象を対象に、燃料の重大な損傷および放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、当該事象を防止するための防護措置を明らかにした上で、防護措置との関係を示す。

なお、ここでの防護措置は、「A M検討報告書」、「A M整備報告書」、「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」（以下、「A M整備有効性評価報告書」という。）で報告したA M対策を対象とする。

(2) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

(1)項で示した防護措置に加え、緊急安全対策、更なる信頼性向上対策およびシビアアクシデントへの対応措置について、燃料損傷の防止および原子炉格納容器機能喪失の防止のそれぞれの観点から、「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」および「安全機能のサポート機能」の安全機能別に整理し、多重防護の観点から、その効果を確認する。また、防護措置が機能喪失した場合に、その機能を代替する防護措置を明確にし、防護措置の種類と数を確認する。

(1)、(2)項の評価条件は以下のとおりとする。

地震、津波等の外部事象による設備への影響および防護措置の復旧は考慮しない。なお、現場での手動操作等により機能の回復が見込める場合には、シナリオ分析において適切に考慮する。

対象とする防護措置に関連する設備は、下記の5つに分類して示す。

- ・ 基本設計段階で採用した設備
- ・ A M対策
- ・ 緊急安全対策
- ・ 更なる信頼性向上対策（設置済みの設備）
- ・ シビアアクシデント対応措置

5.6.3 評価結果

(1) 事象進展シナリオの特定と防護措置の確認結果

a. 燃料損傷防止

(a) 事象進展シナリオの特定

P S Aにおいて想定した起回事象(表 5.6-1)を対象にして,燃料の重大な損傷に進展する過程をイベントツリーにより特定した。燃料損傷防止の防護措置として整備したA M対策を考慮したイベントツリーを添付 5.6-1~9 に示す。

表 5.6-1 P S Aにおいて想定した燃料損傷に至る起回事象

| | 起回事象 |
|----|----------------------------|
| 1 | タービントリップ |
| 2 | タービントリップ A T W S |
| 3 | 主蒸気隔離弁閉 |
| 4 | 主蒸気隔離弁閉 A T W S |
| 5 | 給水喪失 |
| 6 | 給水喪失 A T W S |
| 7 | 復水器真空度喪失 |
| 8 | 復水器真空度喪失 A T W S |
| 9 | 外部電源喪失 |
| 10 | 外部電源喪失 A T W S |
| 11 | 主蒸気逃がし安全弁誤開放 |
| 12 | 主蒸気逃がし安全弁誤開放 A T W S |
| 13 | 大破断 L O C A (A T W S 含む) |
| 14 | 中破断 L O C A (A T W S 含む) |
| 15 | 小破断 L O C A (A T W S 含む) |
| 16 | その他の過渡変化 |
| 17 | 手動停止 |

(b) 事象進展シナリオと防護措置との関係整理

(a)項で特定したイベントツリーのシナリオを分析することで得られた起因事象毎の事象進展シナリオと防護措置との関係について、以下に示す。

ア. タービントリップ (添付 5.6-1)

タービントリップ時は、主蒸気止め弁が急速閉し、主蒸気止め弁閉信号により原子炉スクラムする。原子炉スクラムに成功した場合は、主蒸気逃がし安全弁による原子炉の圧力制御が必要である。

主蒸気逃がし安全弁再閉鎖に成功した場合は、高圧系の注水機能または原子炉減圧と低圧系の注水機能が必要となりAM対策を考慮しない場合は、以下の5通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

「給復水系による注水および復水器による除熱」

「高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系による注水」+

「復水器による除熱」

「高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系による注水」+

「残留熱除去系による除熱」

「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水)による注水」+「復水器による除熱」

「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水)による注水」+「残留熱除去系による除熱」

AM対策を考慮した場合には、以下の5通りの燃料損傷回避シナリオが追加される。

「高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系による注水」+

「格納容器ベント」

「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水)による注水」+「格納容器ベント」

「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「代替注水」+「復水器による除熱」

「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「代替注水」+「残留熱除去系による除熱」

「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「代替注水」+「格納容器ベント」

したがって、AM対策を考慮した場合は、5通りのシナリオが加わり、合計10通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

主蒸気逃がし安全弁再閉鎖に失敗した場合は、原子炉隔離時冷却系による炉心冷却が不能となり、原子炉の手動減圧は不要となる。

A M対策を考慮しない場合は、以下の3通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

「給復水系による注水」+「残留熱除去系による除熱」

「高圧炉心スプレイ系による注水」+「残留熱除去系による除熱」

「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「残留熱除去系による除熱」

A M対策を考慮した場合には、以下の5通りの燃料損傷回避シナリオが追加される。

「給復水系による注水」+「格納容器ベント」

「高圧炉心スプレイ系による注水」+「格納容器ベント」

「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「格納容器ベント」

「代替注水」+「残留熱除去系による除熱」

「代替注水」+「格納容器ベント」

したがって、A M対策を考慮した場合は、5通りのシナリオが加わり、合計8通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

| 燃料損傷回避シナリオ数 | | | |
|-----------------|----------|--------------|----|
| 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖の成否 | A M対策整備前 | A M対策整備により追加 | 合計 |
| 成功 | 5 | 5 | 10 |
| 失敗 | 3 | 5 | 8 |
| 合計 | 8 | 10 | 18 |

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示す通りとなる。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|--------------|---|--|
| 炉心冷却 | 【高圧系による注水】 ・ 給復水系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 高圧炉心スプレイ系 【原子炉減圧】 ・ 原子炉の手動減圧 【低圧系による注水】 ・ 残留熱除去系（低圧注水） ・ 低圧炉心スプレイ系 | 【原子炉減圧】 ・ 原子炉減圧の自動化 【代替注水】 ・ 復水輸送系 ・ 消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・ 復水器による除熱 ・ 残留熱除去系 ・ 窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・ 格納容器ベント（耐圧強化ベント） |

イ. タービントリップ A T W S（添付 5.6-2）

タービントリップ時に原子炉スクラムに失敗した場合，タービントリップ A T W S のシナリオとなる。

A T W S 時の燃料損傷回避シナリオとしては，A M 対策を考慮しない場合は，以下の 1 通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

「電気系によるスクラム信号発信」＋「機械系のスクラム動作」

A M 対策を考慮した場合には，以下の 4 通りの A T W S 時の燃料損傷回避シナリオが追加される。

「電気系によるスクラム信号発信」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「主蒸気逃がし安全弁による圧力制御」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による除熱」

「代替制御棒挿入によるスクラム」＋「機械系のスクラム動作」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」

「代替制御棒挿入によるスクラム」＋「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「主蒸気逃がし安全弁による圧力制御」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による除熱」

「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」＋「高圧炉心スプレイ系による注水」＋「主蒸気逃がし安全弁による圧力制御」＋「ほう酸水注入系による原子炉停止」＋「残留熱除去系による除熱」

したがって，A M 対策を考慮した場合は，4 通りのシナリオが加わ

り、合計 5 通りの A T W S 時の燃料損傷回避シナリオとなる。

| A T W S 時の燃料損傷回避シナリオ数 | | |
|-----------------------|---------------|----|
| A M 対策整備前 | A M 対策整備により追加 | 合計 |
| 1 | 4 | 5 |

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | A M 対策 |
|--------------|---|---|
| 原子炉停止 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 手動スクラム ・ 水位制御およびほう酸水注入系の手動操作 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替反応度制御 (原子炉再循環ポンプトリップおよび代替制御棒挿入) |
| 炉心冷却 | <ul style="list-style-type: none"> 【 高圧系による注水 】 ・ 高圧炉心スプレイ系 | - |
| 原子炉格納容器からの除熱 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系 | - |

ウ. 主蒸気隔離弁閉 (A T W S 含む)

主蒸気隔離弁の開度が 90% 以下に閉止すると、主蒸気隔離弁閉信号が発信され、原子炉はスクラムする。

主蒸気隔離弁閉止時の燃料損傷回避シナリオは、タービントリップ時と同一であり、イベントツリーの構造および有効な A M 対策についてもタービントリップと同一である。

また、原子炉スクラムに失敗した場合の燃料損傷回避シナリオは、タービントリップ A T W S と同一であり、イベントツリーの構造および有効な A M 対策についてもタービントリップ A T W S と同一である。

イ. 給水喪失 (A T W S 含む)

給水喪失時は、原子炉水位が急激に低下し、原子炉水位低 (L 3) 信号の発生により、原子炉はスクラムする。

給水喪失時の燃料損傷回避シナリオは、タービントリップ時と同一であり、イベントツリーの構造および有効な A M 対策についてもタービントリップと同一である。

また、原子炉スクラムに失敗した場合の燃料損傷回避シナリオは、タービントリップ A T W S と同一であり、イベントツリーの構造および有効な A M 対策についてもタービントリップ A T W S と同一であ

る。

ハ. 復水器真空度喪失（A T W S 含む）

復水器真空度が急速に低下した場合，復水器真空低信号によりタービントリップ，主蒸気止め弁が急速閉し，原子炉はスクラムする。

復水器真空度喪失時の燃料損傷回避シナリオは，タービントリップ時と同一であり，イベントツリーの構造および有効なA M対策についてもタービントリップと同一である。

また，原子炉スクラムに失敗した場合の燃料損傷回避シナリオは，タービントリップA T W Sと同一であり，イベントツリーの構造および有効なA M対策についてもタービントリップA T W Sと同一である。

カ. 外部電源喪失（A T W S 含む）

外部電源喪失に関しては，「5.4 全交流電源喪失」において，外部電源喪失から全交流電源喪失までの過程を特定し，その後，全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程についてイベントツリーを示し，事故シナリオの分析を行っている。

これにより，全交流電源喪失時に，燃料の重大な損傷を防止するために使用する防護措置を明らかにしている。

キ. 主蒸気逃がし安全弁誤開放（添付 5.6-3）

主蒸気逃がし安全弁誤開放時は，直ちにスクラムには至らないが，これを放置しておくこと主蒸気圧力低下に伴う主蒸気隔離弁閉，サプレッションチェンバへの蒸気流出に伴う原子炉水位低（L 3）またはドライウェル圧力高信号により原子炉はスクラムする。

原子炉スクラムに成功した後の燃料損傷回避シナリオは，A M対策を考慮しない場合は，以下の3通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

「給復水系による注水」+「残留熱除去系による除熱」

「高圧炉心スプレイ系による注水」+「残留熱除去系による除熱」

「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「残留熱除去系による除熱」

A M対策を考慮した場合には，以下の5通りの燃料損傷回避シナリオが追加される。

「給復水系による注水」+「格納容器ベント」

「高圧炉心スプレイ系による注水」+「格納容器ベント」

「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「格納容器ベント」

「代替注水」+「残留熱除去系による除熱」

「代替注水」 + 「格納容器ベント」
したがって、AM対策を考慮した場合は、5通りのシナリオが加わり、合計8通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

| 燃料損傷回避シナリオ数 | | |
|-------------|-------------|----|
| AM対策整備前 | AM対策整備により追加 | 合計 |
| 3 | 5 | 8 |

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示す通りとなる。

| | 基本設計段階 | AM対策 |
|--------------|--|-----------------------------------|
| 炉心冷却 | 【高圧系による注水】 ・ 給復水系 ・ 高圧炉心スプレイ系 【低圧系による注水】 ・ 残留熱除去系（低圧注水） ・ 低圧炉心スプレイ系 | 【代替注水】 ・ 復水輸送系 ・ 消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・ 残留熱除去系 ・ 窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・ 格納容器ベント（耐圧強化ベント） |

ク. 主蒸気逃がし安全弁誤開放 ATWS（添付 5.6-4）

主蒸気逃がし安全弁誤開放時にスクラムに失敗した場合、主蒸気逃がし安全弁誤開放 ATWS のイベントツリーとなる。

本事象に対する AM対策としては、事象を認知し手動停止操作を実施する「停止認知」に成功する場合と失敗する場合の2ケースから検討しており、「停止認知」に成功する場合の ATWS 時の燃料損傷回避シナリオは、AM対策を考慮しない場合は、以下の1通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

「機械系のスクラム動作」

AM対策を考慮した場合には、以下の1通りの ATWS 時の燃料損傷回避シナリオが追加される。

「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」 + 「高圧炉心スプレイ系による注水」 + 「主蒸気逃がし安全弁による圧力制御」 + 「ほう酸水注入系による原子炉停止」 + 「残留熱除去系による除熱」

したがって、AM対策を考慮した場合は、1通りのシナリオが加わり、合計2通りの ATWS 時の燃料損傷回避シナリオとなる。

「停止認知」に失敗した場合のA T W S時の燃料損傷回避シナリオは、A M対策を考慮しない場合は、以下の1通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

「電気系によるスクラム信号発信」+「機械系のスクラム動作」
A M対策を考慮した場合には、以下の4通りのA T W S時の燃料損傷回避シナリオが追加される。

「電気系によるスクラム信号発信」+「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」+「高圧炉心スプレイ系による注水」+「主蒸気逃がし安全弁による圧力制御」+「ほう酸水注入系による原子炉停止」+「残留熱除去系による除熱」

「代替制御棒挿入によるスクラム」+「機械系のスクラム動作」+「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」

「代替制御棒挿入によるスクラム」+「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」+「高圧炉心スプレイ系による注水」+「主蒸気逃がし安全弁による圧力制御」+「ほう酸水注入系による原子炉停止」+「残留熱除去系による除熱」

「原子炉再循環ポンプトリップによる炉心流量制御」+「高圧炉心スプレイ系による注水」+「主蒸気逃がし安全弁による圧力制御」+「ほう酸水注入系による原子炉停止」+「残留熱除去系による除熱」

したがって、A M対策を考慮した場合は、4通りのシナリオが加わり、合計5通りのA T W S時の燃料損傷回避シナリオとなる。

| 停止認知の成否 | A T W S時の燃料損傷回避シナリオ数 | | |
|---------|----------------------|--------------|----|
| | A M対策整備前 | A M対策整備により追加 | 合計 |
| 成功 | 1 | 1 | 2 |
| 失敗 | 1 | 4 | 5 |
| 合計 | 2 | 5 | 7 |

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|--------------|---|---|
| 原子炉停止 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 手動スクラム ・ 水位制御およびほう酸水注入系の手動操作 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替反応度制御 (原子炉再循環ポンプトリップおよび代替制御棒挿入) |
| 炉心冷却 | <ul style="list-style-type: none"> 【高圧系による注水】 ・ 高圧炉心スプレイ系 | - |
| 原子炉格納容器からの除熱 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系 | - |

ケ. 大破断 L O C A (A T W S 含む)(添付 5.6-5)

大破断 L O C A 時，原子炉が瞬時に減圧するため，低圧系作動のための原子炉減圧は不要であり，炉心冷却機能としては，タービン駆動である原子炉隔離時冷却系は使用できないことから高圧系の高圧炉心スプレイ系，低圧系の低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系(低圧注水)が必要である。

燃料損傷回避シナリオは，A M対策を考慮しない場合，以下の2通りである。

「電気系によるスクラム信号発信」+「機械系のスクラム動作」+「高圧炉心スプレイ系による注水」+「残留熱除去系による除熱」

「電気系によるスクラム信号発信」+「機械系のスクラム動作」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水)による注水」+「残留熱除去系による除熱」

A M対策を考慮した場合には，以下の6通りの燃料損傷回避シナリオが追加される。

「電気系によるスクラム信号発信」+「機械系のスクラム動作」+「高圧炉心スプレイ系による注水」+「格納容器ベント」

「電気系によるスクラム信号発信」+「機械系のスクラム動作」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水)による注水」+「格納容器ベント」

「代替制御棒挿入によるスクラム」+「機械系のスクラム動作」+「高圧炉心スプレイ系による注水」+「残留熱除去系による除熱」

「代替制御棒挿入によるスクラム」+「機械系のスクラム動作」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水)による注水」+「残留熱除去系による除熱」

「代替制御棒挿入によるスクラム」+「機械系のスクラム動作」

+ 「高圧炉心スプレイ系による注水」+ 「格納容器ベント」
 「代替制御棒挿入によるスクラム」+ 「機械系のスクラム動作」
 + 「低圧炉心スプレイ系による注水または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+ 「格納容器ベント」

したがって，A M対策を考慮した場合は，6通りのシナリオが加わり，合計8通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

| 燃料損傷回避シナリオ数 | | |
|-------------|--------------|----|
| A M対策整備前 | A M対策整備により追加 | 合計 |
| 2 | 6 | 8 |

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|--------------|--|------------------------|
| 原子炉停止 | ・ 手動スクラム | ・ 代替反応度制御 （代替制御棒挿入） |
| 炉心冷却 | 【高圧系による注水】 ・ 高圧炉心スプレイ系 【低圧系による注水】 ・ 残留熱除去系（低圧注水） ・ 低圧炉心スプレイ系 | - |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・ 残留熱除去系 ・ 窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・ 格納容器ベント （耐圧強化ベント） |

コ. 中破断 L O C A (A T W S 含む)(添付 5.6-6)

中破断 L O C A 時は，大破断 L O C A に比べて原子炉圧力が高圧で推移するため，高圧系による注水または原子炉減圧の成否が重要である。

高圧系の注水としては原子炉隔離時冷却系では容量不足のため，高圧炉心スプレイ系しか期待できない。

また，高圧炉心スプレイ系による注水に失敗した場合は，低圧注水のための原子炉減圧が必要となる。

なお，原子炉水位低およびドライウェル圧力高の両信号（L O C A 信号）が発生した場合には，自動減圧系により原子炉を自動減圧する。

A M対策を考慮しない場合は，以下の2通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

「電気系によるスクラム信号発信」+ 「機械系のスクラム動作」
 + 「高圧炉心スプレイ系による注水」+ 「残留熱除去系による

除熱」

「電気系によるスクラム信号発信」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレ
イ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」 + 「残留
熱除去系による除熱」

A M対策を考慮した場合には、以下の 10 通りの燃料損傷回避シナ
リオが追加される。

「電気系によるスクラム信号発信」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「高圧炉心スプレイ系による注水」 + 「格納容器ベント」

「電気系によるスクラム信号発信」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレ
イ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」 + 「格納
容器ベント」

「電気系によるスクラム信号発信」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「代替注水」 +
「残留熱除去系による除熱」

「電気系によるスクラム信号発信」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「代替注水」 +
「格納容器ベント」

「代替制御棒挿入によるスクラム」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「高圧炉心スプレイ系による注水」 + 「残留熱除去系による
除熱」

「代替制御棒挿入によるスクラム」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「高圧炉心スプレイ系による注水」 + 「格納容器ベント」

「代替制御棒挿入によるスクラム」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレ
イ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」 + 「残留
熱除去系による除熱」

「代替制御棒挿入によるスクラム」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「低圧炉心スプレ
イ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」 + 「格納
容器ベント」

「代替制御棒挿入によるスクラム」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「代替注水」 +
「残留熱除去系による除熱」

「代替制御棒挿入によるスクラム」 + 「機械系のスクラム動作」
+ 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」 + 「代替注水」 +
「格納容器ベント」

したがって、A M対策を考慮した場合は、10 通りのシナリオが加わ
り、合計 12 通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

| 燃料損傷回避シナリオ数 | | |
|-------------|--------------|----|
| A M対策整備前 | A M対策整備により追加 | 合計 |
| 2 | 10 | 12 |

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|--------------|---|----------------------------|
| 原子炉停止 | ・ 手動スクラム | ・ 代替反応度制御 (代替制御棒挿入) |
| 炉心冷却 | 【高圧系による注水】 ・ 高圧炉心スプレイ系 【原子炉減圧】 ・ 原子炉の手動減圧 【低圧系による注水】 ・ 残留熱除去系(低圧注水) ・ 低圧炉心スプレイ系 | 【代替注水】 ・ 復水輸送系 ・ 消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・ 残留熱除去系 ・ 窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・ 格納容器ベント (耐圧強化ベント) |

サ. 小破断 L O C A (A T W S 含む)(添付 5.6-7)

小破断 L O C A 時は, 中破断 L O C A 時に比べてさらに原子炉圧力が高圧で推移するため, 高圧系による注水手段としては高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系が期待できる。

上記以外については, 必要な機能, イベントツリーの構造, 有効な A M 対策および燃料損傷回避シナリオは, 中破断 L O C A と同一である。

シ. その他の過渡変化 (添付 5.6-8)

本事象時は, 誤スクラムのように起因事象自体がスクラムを含むものや, 検出器誤動作によりスクラムに至るものを含め, プラントにとっては他の起因事象よりも厳しさの割合が低い事象をまとめたものである。これらの事象は, 給復水系による注水で炉心冷却は可能である。

給復水系による注水が失敗した場合は, 主蒸気逃がし安全弁による圧力制御が必要である。

主蒸気逃がし安全弁再閉鎖に成功した場合は, 高圧系の注水機能または原子炉減圧と低圧系の注水機能が必要となる。A M 対策を考慮し

ない場合は、以下の4通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

- 「高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系による注水」+
「復水器による除熱」
- 「高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系による注水」+
「残留熱除去系による除熱」
- 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「復水器による除熱」
- 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「残留熱除去系による除熱」

A M対策を考慮した場合には、以下の5通りの燃料損傷回避シナリオが追加される。

- 「高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系による注水」+
「格納容器ベント」
- 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「格納容器ベント」
- 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「代替注水」+「復水器による除熱」
- 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「代替注水」+「残留熱除去系による除熱」
- 「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」+「代替注水」+「格納容器ベント」

したがって、A M対策を考慮した場合は、5通りのシナリオが加わり、合計9通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

主蒸気逃がし安全弁再閉鎖に失敗した場合は、原子炉隔離時冷却系による炉心冷却が不能となり、原子炉の手動減圧は不要となる。

A M対策を考慮しない場合は、以下の2通りのシナリオにより燃料損傷を防ぐことができる。

- 「高圧炉心スプレイ系による注水」+「残留熱除去系による除熱」
- 「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「残留熱除去系による除熱」

A M対策を考慮した場合には、以下の4通りの燃料損傷回避シナリオが追加される。

- 「高圧炉心スプレイ系による注水」+「格納容器ベント」
- 「低圧炉心スプレイ系または残留熱除去系（低圧注水）による注水」+「格納容器ベント」

「代替注水」 + 「残留熱除去系による除熱」

「代替注水」 + 「格納容器ベント」

したがって、AM対策を考慮した場合は、4通りのシナリオが加わり、合計6通りの燃料損傷回避シナリオとなる。

| 主蒸気逃がし安全弁再閉鎖の成否 | 燃料損傷回避シナリオ数 | | |
|-----------------|-------------|-------------|----|
| | AM対策整備前 | AM対策整備により追加 | 合計 |
| 成功 | 4 | 5 | 9 |
| 失敗 | 2 | 4 | 6 |
| 合計 | 6 | 9 | 15 |

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | AM対策 |
|--------------|---|--|
| 炉心冷却 | 【高圧系による注水】 ・ 給復水系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 高圧炉心スプレイ系 【原子炉減圧】 ・ 原子炉の手動減圧 【低圧系による注水】 ・ 残留熱除去系（低圧注水） ・ 低圧炉心スプレイ系 | 【原子炉減圧】 ・ 原子炉減圧の自動化 【代替注水】 ・ 復水輸送系 ・ 消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・ 復水器による除熱 ・ 残留熱除去系 ・ 窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・ 格納容器ベント（耐圧強化ベント） |

ス. 手動停止（添付 5.6-9）

手動停止には通常停止，計画外停止，サポート系故障停止（非常用所内電源系，直流電源系，原子炉補機冷却系，原子炉補機海水系）があるが，これらはプラント停止手順が同一であり，イベントツリーの構造も同一となる。

手動停止は，原子炉の出力を制御しながら原子炉を停止するものであり，給復水系の機能が確保されていれば，制御棒の通常停止操作により原子炉は停止される。原子炉停止操作中に自動スクラムが生じたものは上述の各過渡変化で評価されているため，本項目では，原子炉停止操作完了以降について評価するが，原子炉停止操作完了以降の燃

料損傷回避シナリオとしては，その他の過渡変化と同一である。

また，手動停止の有効な A M 対策についてもその他の過渡変化と同一である。

b. 原子炉格納容器機能喪失防止

(a) 事象進展シナリオの特定

P S A において想定したプラント損傷状態（表 5.6-2）を対象にして，原子炉格納容器の損傷に進展する過程をイベントツリーにより特定した。原子炉格納容器損傷防止の防護措置として整備した A M 対策を考慮したイベントツリーを添付 5.6-10～14 に示す。

表 5.6-2 P S A において想定したプラント損傷状態の分類

| 項目 | | プラント損傷状態 |
|--------------|----------------------|--|
| 高圧系注水失敗・減圧失敗 | | 高圧系の非常用炉心冷却系等の故障と減圧失敗により燃料損傷に至る。 原子炉は高圧状態。 |
| 高圧系・低圧系注水失敗 | | 高圧系, 低圧系の非常用炉心冷却系等の注水失敗により燃料損傷に至る。 原子炉は低圧状態。 |
| 原子炉冷却材喪失 | | 原子炉冷却材喪失事象発生後, 原子炉への注水機能が喪失し, 燃料損傷に至る。 原子炉は低圧状態。 |
| 電源喪失 | 全交流電源喪失 (直流電源枯渇) | 全交流電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が作動するが, 直流電源の枯渇により燃料損傷に至る。 原子炉は高圧状態。 |
| | 全交流電源喪失 (高圧系注水失敗) | 全交流電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系の故障等により原子炉への注水に失敗し, 燃料損傷に至る。 原子炉は高圧状態。 |
| | 全交流電源喪失 (直流電源喪失) | 全交流電源喪失後, 直流電源の喪失により原子炉への注水に失敗し, 燃料損傷に至る。 原子炉は高圧状態。 |
| 崩壊熱除去失敗 | | 原子炉注水機能は健全であるが, 何らかの要因により崩壊熱除去に失敗しているため, 崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出され, 原子炉格納容器内の温度・圧力が徐々に上昇し, 原子炉格納容器は過圧破損に至る。その後, 原子炉注水機能喪失により燃料損傷に至る。 原子炉は高圧状態。 |
| 未臨界確保失敗 | | 原子炉注水機能は健全であるが, 何らかの要因により制御棒挿入に失敗しているため, 燃料損傷前に原子炉格納容器は過圧破損に至る。その後, 原子炉注水機能喪失により燃料損傷に至る。 原子炉は高圧状態。 |

S2 5.6 R0

なお，上記のプラント損傷状態のうち，「崩壊熱除去失敗」および「未臨界確保失敗」については，燃料損傷に至る前に原子炉格納容器が破損することから，原子炉格納容器損傷に係るイベントツリーでの評価は行わない。

添付 5.6-10～14 に示す原子炉格納容器損傷に係るイベントツリーにより特定される事象進展において，原子炉格納容器の健全性が脅かされる各物理現象を表 5.6-3 および添付 5.6-15 に示す。

表 5.6-3 原子炉格納容器の健全性が脅かされる各物理現象

| 破損モード | 原子炉格納容器破損状態 |
|---------------------|---|
| 水蒸気（崩壊熱）による過圧 | 注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気が継続的に原子炉格納容器内に放出される。このとき、残留熱除去系等により原子炉格納容器外へ除熱が行われなければ、水蒸気によりゆっくりと原子炉格納容器内の圧力が上昇し原子炉格納容器破損に至る。 また、原子炉格納容器内に放出されたデブリが冷却されない場合、コア・コンクリート反応による非凝縮性ガスの発生が継続し、原子炉格納容器内が加圧され原子炉格納容器破損に至る。 |
| 水蒸気爆発 | ペDESTALに水が存在した状態で、原子炉圧力容器破損後、デブリが大量にその水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、デブリの持つ熱エネルギーにより爆発的に水が気化することにより、原子炉格納容器破損に至る。 |
| 未臨界確保失敗時の過圧 | 原子炉停止に失敗した場合に、原子炉内で核分裂反応が継続することにより、炉心で発生した大量の蒸気が原子炉格納容器内へ放出され、早期に原子炉格納容器内の圧力が上昇し、過圧破損に至る。 |
| 貫通部過温 | 原子炉圧力容器破損後、デブリへの注水が行われない場合に、デブリから発生する崩壊熱による熱輻射や対流熱伝達により原子炉格納容器雰囲気（DCH）がゆっくりと加熱され、原子炉格納容器ペネトレーション取付部やフランジシール部等が熱的に損傷し、原子炉格納容器破損に至る。 |
| 原子炉格納容器雰囲気直接加熱（DCH） | 原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、放出されるデブリが原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、原子炉格納容器が加圧・加熱されて破損に至る。 |

(b) 事象進展シナリオと防護措置との関係整理

(a)項で特定された原子炉格納容器損傷に係るイベントツリーのシナリオを分析することで得られた事象進展シナリオと防護措置との関係について以下に示す。

島根2号機の原子炉格納容器損傷に係るイベントツリーは、図5.6-1に示すとおり大きく分けて2つのブロックより構成される。

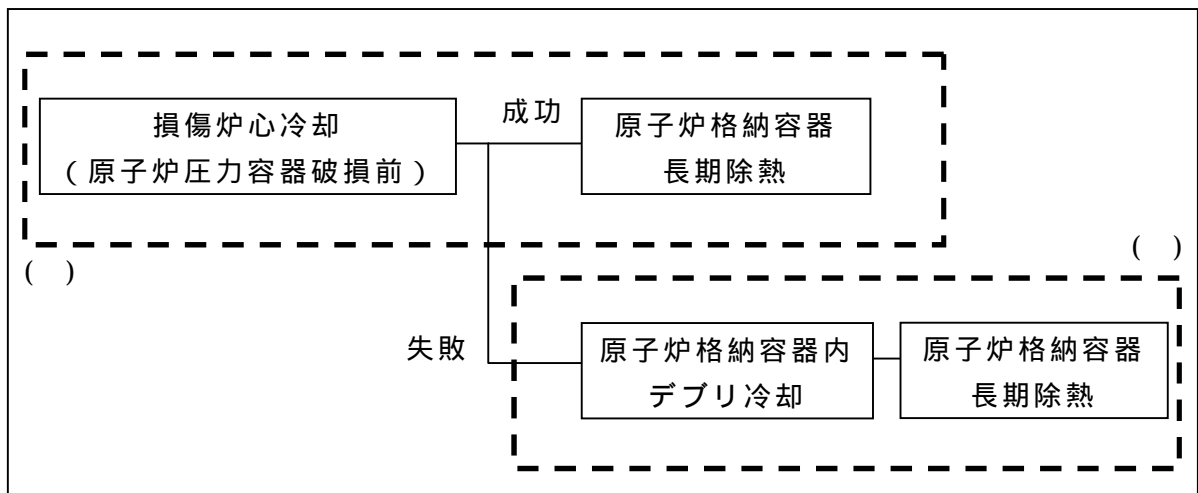


図 5.6-1 原子炉格納容器損傷に係るイベントツリーの大構造

- () 「損傷炉心冷却 (原子炉圧力容器破損前) 原子炉格納容器長期除熱」

燃料損傷発生後の「原子炉格納容器隔離」、原子炉高圧状態における「原子炉圧力容器減圧」を行い、「損傷炉心冷却」に成功した場合には原子炉圧力容器が健全なまま冷却を継続することができる。この場合、原子炉格納容器の長期除熱を残留熱除去系等により行い、事故の収束が可能である。また、長期除熱に失敗した場合には格納容器ベント(耐圧強化ベント)による原子炉格納容器過圧破損防止により事故の収束を図ることが可能である。

- () 「原子炉格納容器内デブリ冷却 原子炉格納容器長期除熱」

原子炉圧力容器内での減圧、または損傷炉心冷却に失敗した場合には、原子炉圧力容器破損に至る。この場合、残留熱除去系の作動による格納容器スプレイ、または代替注水による注水を行うことでペDESTALに放出されたデブリを冷却することができる。

デブリ冷却に成功した場合には、以降()項と同様に残留熱除去系等による原子炉格納容器の長期除熱により事故の収束が可能である。また、長期除熱に失敗した場合には格納容器ベント(耐圧強化ベント)による原子炉格納容器過圧破損防止により事故の収束を図ることが可能である。

ア. 高圧系注水失敗・減圧失敗 (添付 5.6-10)

事象発生後、高圧系の注水機能が喪失し、かつ原子炉減圧に失敗するため、炉心への低圧注水を行うことができず、短時間で炉心溶融の後、原子炉圧力容器破損に至る。この時、多量の高温水およびデブリが原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器の圧力および

温度は急上昇する。原子炉圧力容器破損後，デブリはペDESTALに流出する。また，原子炉圧力が高いため，デブリはドライウェルへも流出する。ペDESTAL内に蓄積したデブリは，コア・コンクリート反応を開始する。ドライウェル雰囲気はデブリによって加熱されるため，原子炉格納容器は過温破損する。

原子炉格納容器の早期破損要因としては，原子炉が高圧のためデブリが微細化しドライウェル内にも飛散することにより，原子炉格納容器雰囲気の直接加熱による早期破損の可能性や損傷炉心冷却時の原子炉圧力容器内の水蒸気爆発の可能性が考えられる。

原子炉格納容器の早期破損がなければ，原子炉圧力容器破損により一次系は減圧され，低圧系の非常用炉心冷却系が作動する可能性が高い。さらに，低圧系の非常用炉心冷却系が不作動の場合にも，AM対策設備による代替注水の可能性が考慮できる。

原子炉格納容器への注水によりデブリ冷却を実施した場合には，原子炉格納容器内水蒸気爆発の可能性も存在する。

デブリ冷却に成功した場合には，残留熱除去系等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより，原子炉格納容器の健全性は維持できる。また，長期除熱に失敗した場合には，原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | AM対策 |
|---------------------------|---|---------------------------------|
| 原子炉および原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却 | 【原子炉減圧】 ・原子炉の手動減圧 【低圧系による注水】 ・残留熱除去系（低圧注水） ・低圧炉心スプレイ系 | 【代替注水】 ・復水輸送系 ・消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・残留熱除去系 ・窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・格納容器ベント （耐圧強化ベント） |

イ. 高圧系・低圧系注水失敗（添付 5.6-11）

事象発生後，炉心への全注水機能が喪失するため，短時間で炉心溶融の後，原子炉圧力容器破損に至る。この時，多量の高温水およびデブリが原子炉格納容器内に放出されるため，原子炉格納容器の圧力および温度は急上昇する。原子炉圧力容器破損後，デブリはペDESTALに流出するが，原子炉減圧に成功し，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力が低いことから，デブリはペDESTAL内に蓄積し，コア・コンク

リート反応を開始する。ドライウェル雰囲気はデブリによって加熱されるため、原子炉格納容器は過温破損に至る。

原子炉格納容器の早期破損要因としては、損傷炉心冷却時の原子炉压力容器内の水蒸気爆発の可能性が考えられる。

ペDESTALへ放出されたデブリ冷却のためには、非常用炉心冷却系の故障機器の復旧、格納容器スプレイヘッドからのスプレイ注入、または代替注水によるペDESTALへの注水が必要となる。

原子炉格納容器への注水によりデブリ冷却を実施した場合には、原子炉格納容器内水蒸気爆発の可能性も存在する。

デブリ冷却に成功した場合には、残留熱除去系等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより原子炉格納容器の健全性を維持できる。また、長期除熱に失敗した場合には、原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|---------------------------|--|---------------------------------|
| 原子炉および原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却 | 【低圧系による注水】 ・残留熱除去系（低圧注水） ・低圧炉心スプレイ系 | 【代替注水】 ・復水輸送系 ・消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・残留熱除去系 ・窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・格納容器ベント（耐圧強化ベント） |

ウ. 原子炉冷却材喪失（添付 5.6-12）

事象発生後、炉心への非常用炉心冷却系等による注水に失敗するため、高圧系・低圧系注水失敗のシーケンスよりも早い時間で炉心溶融から原子炉压力容器破損に至る。原子炉压力容器破損後、デブリは原子炉压力容器からペDESTALに流出し、コア・コンクリート反応を開始する。ドライウェル雰囲気はデブリによって加熱されるため、原子炉格納容器は過温破損に至る。

原子炉格納容器の早期破損要因としては、損傷炉心冷却時の原子炉压力容器内の水蒸気爆発の可能性および原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器内水蒸気爆発の可能性が考えられる。

なお、原子炉格納容器内水蒸気爆発が想定されるのは、一次系の破断により原子炉冷却材がドライウェル内に放出されており、ドライウェル床上に水プールが形成されているためである。

ペDESTALへ放出されたデブリ冷却のためには、非常用炉心冷却系

の故障機器の復旧，格納容器スプレイヘッドからのスプレイ注入，または代替注水によるペDESTALへの注水が必要となる。

原子炉格納容器への注水によりデブリ冷却を実施した場合には，原子炉格納容器内水蒸気爆発の可能性も存在する。

デブリ冷却に成功した場合には，残留熱除去系等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより，原子炉格納容器の健全性は維持できる。また，長期除熱に失敗した場合には，原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|---------------------------|--|-----------------------------------|
| 原子炉および原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却 | 【低圧系による注水】 ・ 残留熱除去系（低圧注水） ・ 低圧炉心スプレイ系 | 【代替注水】 ・ 復水輸送系 ・ 消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・ 残留熱除去系 ・ 窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・ 格納容器ベント（耐圧強化ベント） |

I. 電源喪失（添付 5.6-13,14）

事象発生後，事故後 8 時間まではタービン駆動の原子炉隔離時冷却系によって原子炉水位は維持されるが，蓄電池枯渇により原子炉隔離時冷却系が停止すると，炉心注水手段がなくなるため，これ以後の挙動は高圧系注水失敗・減圧失敗のシーケンスと同様になる。原子炉格納容器は原子炉圧力容器破損時に流出したデブリによって加熱され，過温破損に至る。

また，事象発生直後から原子炉隔離時冷却系または蓄電池が機能喪失した場合は，原子炉隔離時冷却系の機能喪失により，高圧系注水失敗・減圧失敗のシーケンスと同様な挙動となる。

電源喪失のシーケンスでは，低圧系の非常用炉心冷却系自体は健全であるため，電源が復旧した場合には低圧系の非常用炉心冷却系によってデブリを冷却できる可能性が高い。

また，原子炉格納容器早期破損に至る事象として高圧系注水失敗・減圧失敗のシーケンスと同様に原子炉圧力容器内水蒸気爆発，原子炉格納容器雰囲気の直接加熱および原子炉格納容器内水蒸気爆発の可能性が考えられる。

デブリ冷却に成功した場合には，残留熱除去系等によって長期的な崩壊熱除去を実施することにより，原子炉格納容器の健全性は維持で

きる。また，長期除熱に失敗した場合には，原子炉格納容器過圧破損に至る可能性がある。

以上に示した事象進展シナリオと防護措置との関係は以下に示すとおりとなる。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|---------------------------|---|---|
| 原子炉および原子炉格納容器への注水によるデブリ冷却 | 【原子炉減圧】 ・原子炉の手動減圧 【低圧系による注水】 ・残留熱除去系(低圧注水) ・低圧炉心スプレイ系 | 【代替注水】 ・復水輸送系 ・消火系 |
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・残留熱除去系 ・窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・格納容器ベント (耐圧強化ベント) |
| 安全機能のサポート機能 | ・外部電源の復旧 ・非常用ディーゼル発電機の手動起動 ・電源融通(高圧) | ・非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧 ・電源融通(低圧) ・電源融通(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの6.9kV融通) |

オ. 崩壊熱除去失敗および未臨界確保失敗

表5.6-2のプラント損傷状態のうち，「崩壊熱除去失敗」および「未臨界確保失敗」については，燃料損傷に至る前に原子炉格納容器破損に至るものであり，原子炉格納容器破損を防止することにより燃料損傷も防止できるものである。

「崩壊熱除去失敗」と防護措置の関係は以下に示すとおりである。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|--------------|---------------------------------------|-----------------------|
| 原子炉格納容器からの除熱 | ・残留熱除去系 ・窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベント | ・格納容器ベント (耐圧強化ベント) |

また，「未臨界確保失敗」と防護措置との関係は以下に示すとおりである。

| | 基本設計段階 | A M対策 |
|-------|--|---|
| 原子炉停止 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 手動スクラム ・ 原子炉水位制御およびほう酸水注入系の手動操作 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替反応度制御 (原子炉再循環ポンプトリップおよび代替制御棒挿入) |

(c) 防護措置の有効性の評価

事象進展の分析を踏まえ、原子炉格納容器損傷に至る原子炉格納容器破損モードに対する防護措置の有効性について、以下に示す。

ア. 水蒸気（崩壊熱）による過圧

この事象は、注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により、ゆっくりと原子炉格納容器内の圧力が上昇していく現象であり、この他にデブリが冷却されない場合のコア・コンクリート反応により発生する非凝縮性ガスが蓄積することによる圧力上昇も含まれる。

この現象は、デブリを確実に冷却し、崩壊熱を適切に除去することにより防止できる。

A M対策として整備した格納容器ベント（耐圧強化ベント）を使用して減圧することにより原子炉格納容器の過圧を防止することが可能である。なお、A M対策として整備した代替注水を用いた格納容器スプレイの実施により、格納容器ベントが有効なシーケンスに対して、事象発生から格納容器ベントを実施するまでの時間余裕を延長することができる。

イ. 水蒸気爆発

この事象は、デブリが大量に水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、デブリの持つ熱エネルギーにより爆発的に水が気化する現象である。

原子炉圧力容器が破損し、デブリが原子炉格納容器内に落下する際は、ペDESTAL床に落下することとなるが、圧力抑制型原子炉格納容器（Mark 改良型）を持つ本原子炉施設では、通常はペDESTAL床に水が存在せず、また、ほとんどのシーケンスでペDESTAL床に水が蓄積しないことから、この現象が発生する可能性は小さい。

ウ. 未臨界確保失敗時の過圧

この事象は、原子炉停止に失敗した場合に、原子炉内で核分裂反応が継続することにより発生する大量の蒸気により、早期に原子炉格納容器内の圧力が上昇していく現象である。

この現象は，原子炉停止機能の確保により防止できる。

I. 貫通部過温

この事象は，デブリから発生する崩壊熱により原子炉格納容器内雰囲気はゆっくりと加熱され，原子炉格納容器貫通部等が熱的に損傷する現象である。

この現象は，デブリに注水することで崩壊熱を主に蒸発潜熱として吸収するか，あるいは原子炉格納容器内へのスプレーにより雰囲気を冷却することで防止できる。

電源喪失のシーケンスでは，AM対策として整備した低圧電源の融通による非常用ディーゼル発電機の起動，あるいは隣接号機または高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機からの高圧電源の融通を行うことで，原子炉格納容器へのスプレーが可能になり，この現象を防止することができる。

II. 原子炉格納容器雰囲気直接加熱

この事象は，原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に，放出されるデブリによって原子炉格納容器雰囲気が直接加熱される現象である。

この現象は，原子炉を適切に減圧することにより，原子炉圧力容器を破損させるような高圧状態に至ることを回避することで防止できる。

AM対策として整備した低圧電源の融通により主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧が可能となり，原子炉圧力容器の高圧破損を防止できるため，この現象の影響を緩和させることが可能である。

以上のように，これまでに整備した防護措置は，それぞれの事象進展シナリオに対して網羅的に整備されており，プラントに深刻な影響を及ぼす事態に対し，プラントの安全性向上が図られている。

(2) 事象進展防止措置の効果の評価

(1)項で示した防護措置に加えて，緊急安全対策，更なる信頼性向上対策およびシビアアクシデント対応措置について，燃料損傷の防止および原子炉格納容器機能喪失の防止のそれぞれの観点から，「原子炉停止機能」，「炉心冷却機能」，「放射性物質の閉じ込め機能」および「安全機能のサポート機能」の安全機能別に防護措置の効果を整理した結果を図5.6-2～6に示す。

a. 原子炉停止機能および炉心冷却機能

図 5.6-2 は、原子炉の燃料損傷防止の観点から、原子炉停止機能および炉心冷却機能と防護措置との関係をまとめたものである。

原子炉停止機能は、AM対策の整備により「代替反応度制御（代替制御棒挿入）」、「代替反応度制御（原子炉再循環ポンプトリップ）」を追加しており、その機能がさらに向上している。

具体的には、「代替反応度制御（代替制御棒挿入）」では、原子炉緊急停止系とは別の信号系を設置するとともに後備緊急停止弁とは別にスクラムパイロット弁用空気ヘッダ排出弁を設置し、代替で制御棒を挿入させることができるようにすることで、制御棒挿入機能が向上している。

また、「代替反応度制御（原子炉再循環ポンプトリップ）」では、原子炉緊急停止系とは別の信号系を設置し、その信号系により原子炉再循環ポンプをトリップさせることができるようにすることで出力制御機能が向上している。

炉心冷却機能は、AM対策の整備により「代替注水（復水輸送系，消火系による注水）」を追加することで、その機能がさらに向上している。

具体的には、「代替注水（復水輸送系，消火系による注水）」により復水輸送系および消火系から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管接続，電動弁の設置等を実施し，代替注水設備として利用できるようにすることで，原子炉への注水機能が向上している。

さらに，緊急安全対策の整備により「原子炉の注水・電源機能強化」を追加することで，全交流電源喪失の場合においても，高圧発電機車等からの電源供給により，原子炉隔離時冷却系の運転継続または原子炉を減圧し，復水輸送系，消火系を使用して原子炉へ注水できるようにしている。また，復水輸送ポンプ，消火ポンプが使用できない場合は送水車を使用して原子炉へ注水できるようにしている。

これに加えて，更なる信頼性向上対策の整備により「原子炉の冷却・電源機能強化」を配備しており，AM対策，緊急安全対策が有効でない場合でも原子炉への注水を可能にしている。具体的には，全交流電源喪失の場合においても，ガスタービン発電機からの電源供給により，非常用炉心冷却系等による注水・冷却ができるようにしている。

これら緊急安全対策，更なる信頼性向上対策の整備により原子炉への注水機能が向上している。

炉心冷却機能に関連する水源の確保については，緊急安全対策で整備した「海水注入手段の確保」により，水源として海水が使用できるようになっている。

このように，原子炉の燃料損傷の防止の観点から，原子炉停止機能および炉心冷却機能に対して，AM対策，緊急安全対策および更なる信頼性向上対策によって，防護措置が多様化され信頼性向上が図られている。

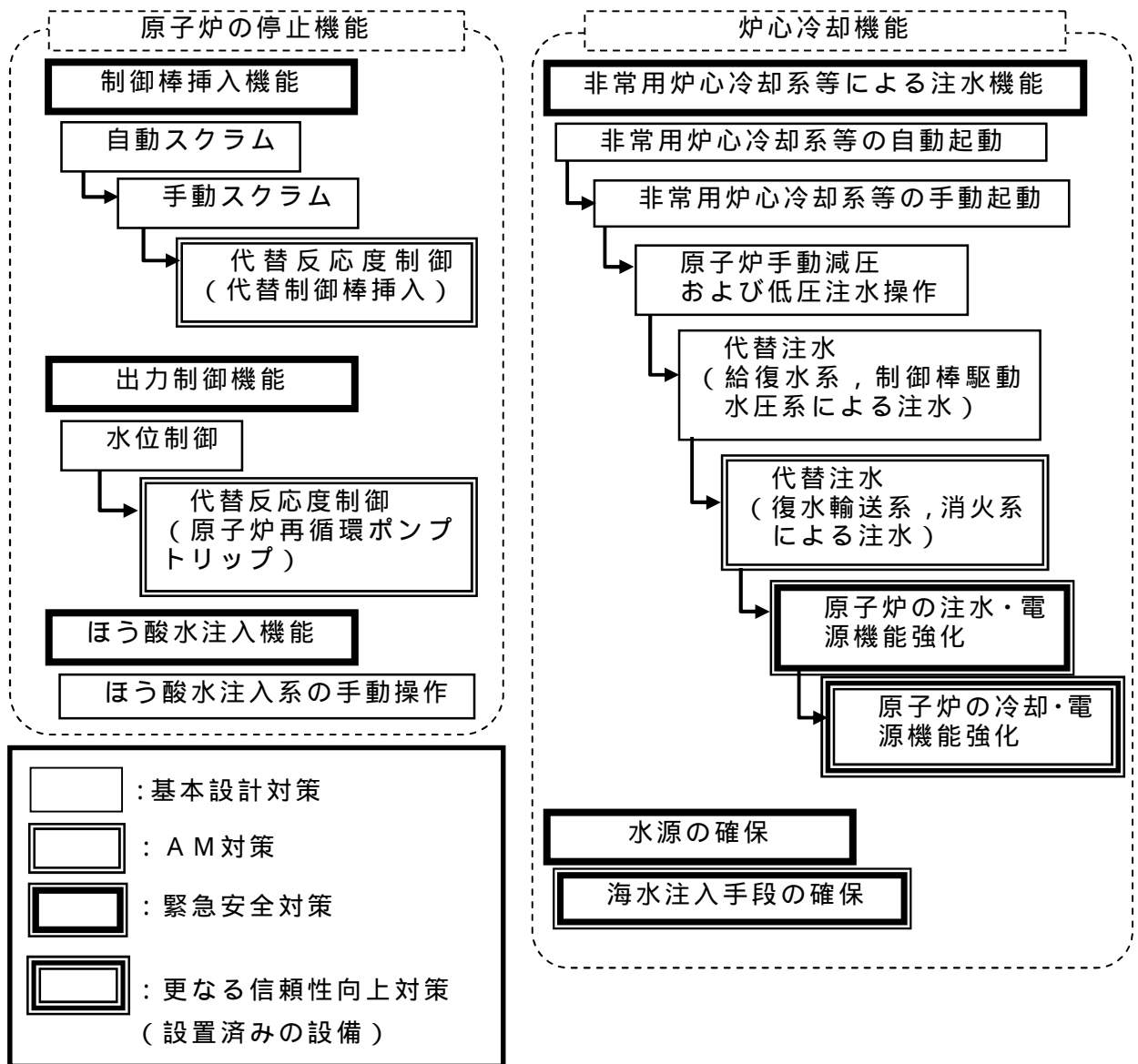


図 5.6-2 原子炉停止機能および炉心冷却機能と防護措置の関係
(原子炉の燃料損傷防止)

b. 放射性物質の閉じ込め機能

図 5.6-3 は、原子炉格納容器機能喪失の防止の観点から、放射性物質の閉じ込め機能（原子炉格納容器注水機能，原子炉格納容器除熱機能，水素爆発防止機能）と防護措置との関係をまとめたものである。

原子炉格納容器注水機能は、AM対策の整備により「代替注水（復水輸送系，消火系による注水）」を追加しており，復水輸送系，消火系から残留熱除去系を介して原子炉格納容器へのスプレーを可能にしている。また，ペDESTALへの直接注水によるデブリ冷却も行えるように注水配管を新たに設置し，復水輸送系，消火系と接続することで，その機能がさらに向上している。

原子炉格納容器の除熱機能は，AM対策の整備により「原子炉浄化系，ドライウェル冷却機を利用した代替除熱」，「残留熱除去系の故障機器の復旧」および「格納容器ベント（耐圧強化ベント）」を追加しており，その機能がさらに向上している。

具体的には，「原子炉浄化系，ドライウェル冷却機を利用した代替除熱」では，原子炉格納容器からの除熱が十分でなく原子炉格納容器の温度，圧力が上昇していく事象において，原子炉浄化系，ドライウェル冷却機を手動で起動する手段を整備することにより，原子炉格納容器からの除熱機能が向上している。

「残留熱除去系の故障機器の復旧」では，原子炉格納容器からの除熱機能が喪失する事象において，原子炉格納容器破損に至るまでの時間余裕を利用して残留熱除去系の故障機器を復旧する手順を整備することにより，原子炉格納容器からの除熱機能が向上している。

また，「格納容器ベント（耐圧強化ベント）」では，非常用ガス処理系を経由することなく，窒素ガス制御系から直接排気筒へ接続する耐圧性を強化した格納容器ベントラインにより，原子炉格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げることにより，原子炉格納容器からの除熱機能が向上している。

さらに緊急安全対策の整備により「原子炉格納容器の除熱機能の強化」および「原子炉格納容器の減圧機能の確保」を追加しており，AM対策が有効でない場合においても，原子炉格納容器除熱を可能にすることで，その機能がさらに向上している。

具体的には，「原子炉格納容器の除熱機能の強化」では，津波等で原子炉補機海水ポンプ用電動機が浸水し，最終ヒートシンクを喪失した場合においても，浸水した電動機を復旧するための資機材を配備することで，原子炉補機海水ポンプ用電動機を復旧し，残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱を可能にすることにより，原子炉格納容器からの除熱機能がさらに向上している。

また，「原子炉格納容器の減圧機能の確保」では，全交流電源喪失の場合においても，速やかに原子炉格納容器のベント操作を実施できるように，窒素ガスポンベにより空気作動弁に圧縮ガスを供給することで，原子炉格納容器からの減圧機能がさらに向上している。

これに加えて，更なる信頼性向上対策の整備により「原子炉補機海水ポンプ電動機の予備品，代替海水ポンプの配備」を追加しており，AM対策，緊急安全対策が有効でない場合でも原子炉格納容器からの除熱を可能にしている。具体的には，原子炉補機海水ポンプが機能喪失した場合においても，電動機予備品への取替，代替の海水ポンプを原子炉補機海水系へ接続することで，残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱を可能にしている。

水素爆発防止機能については，通常運転中は「窒素封入」により原

子炉格納容器内を不活性化している。また，事故後長期の水の放射線分解によって発生する水素および酸素を「可燃性ガス濃度制御系」によって再結合させ水に戻すことで水素濃度を可燃限界以下に保っている。「水素爆発防止対策」では，原子炉建物の天井への穴開け手順を整備し，水素爆発防止機能が向上している。

このように，原子炉格納容器機能喪失の防止の観点から，放射性物質の閉じ込め機能に対しても，AM対策，緊急安全対策，更なる信頼性向上対策およびシビアアクシデント対応措置によって，防護措置が多様化され信頼性向上が図られている。

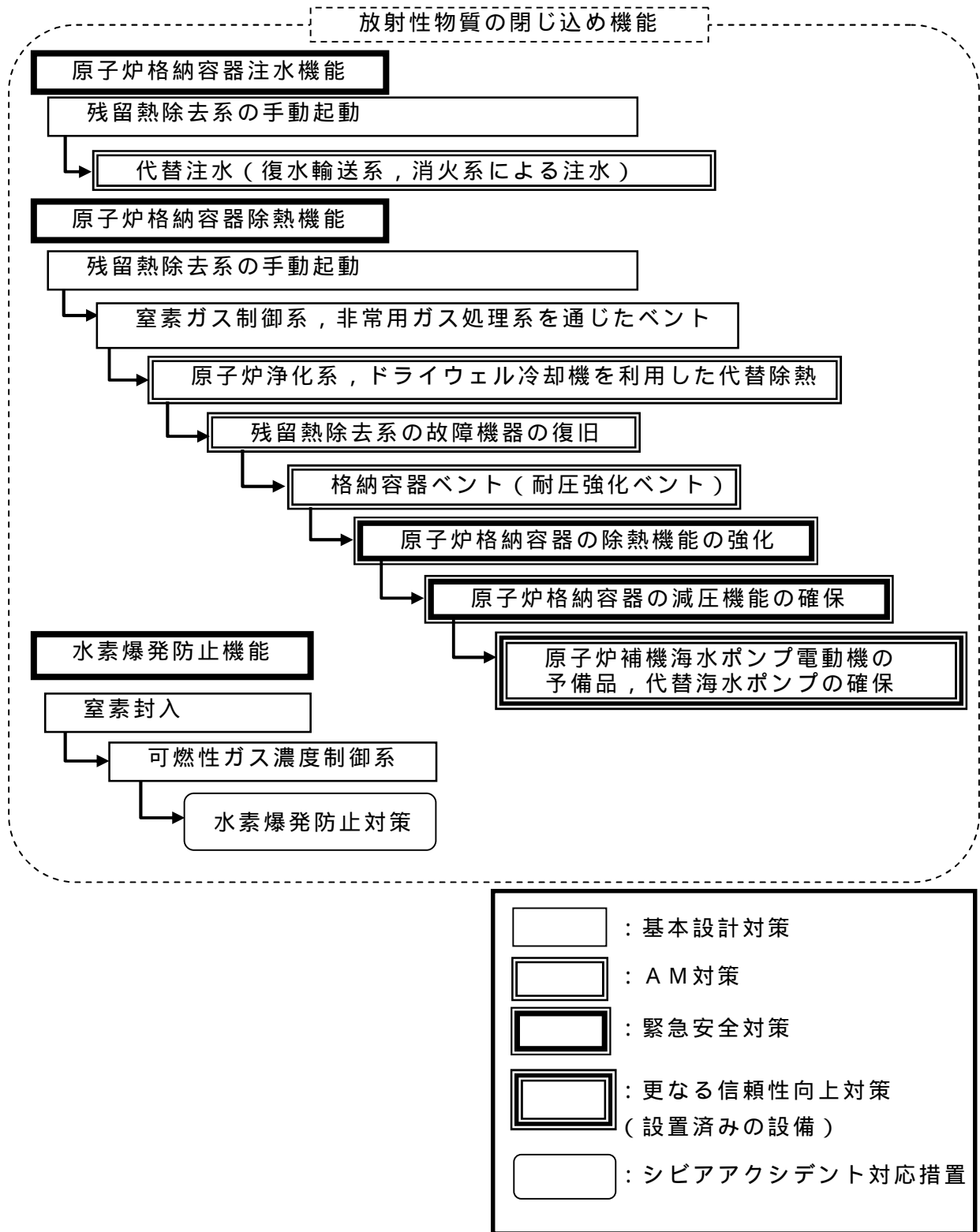


図 5.6-3 放射性物質の閉じ込め機能と防護措置との関係
(原子炉格納容器機能喪失の防止)

c. 安全機能のサポート機能

図 5.6-4 は、原子炉の燃料損傷防止および原子炉格納容器機能喪失防止の観点から、安全機能のサポート機能と防護措置との関係をまとめたものである。

安全機能のサポート機能については、AM対策の整備により「電源融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの6.9kV融通）」、「電源融通（低圧）」および「非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧」を追加することで、その機能がさらに向上している。

具体的には、「電源融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの6.9kV融通）」では、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から高圧の交流電源（6.9kV）を融通する手順を整備することにより、電源供給機能が向上している。

「電源融通（低圧）」では、隣接原子炉施設間の低圧の交流電源（460V）のタイラインを通じて電源融通を可能にすることで、電源供給機能が向上している。

また、「非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧」では、全交流電源喪失時においても、非常用ディーゼル発電機の故障機器を復旧する手順を整備することにより、電源供給機能を向上させている。

さらに、緊急安全対策の整備により、「高圧発電機等による電源確保」を追加しており、AM対策が有効でない場合においても、高圧発電機および可搬式発電機により必要な電源を確保できるようにすることで、安全機能のサポート機能がさらに向上している。

これに加えて、更なる信頼性向上対策の整備により、「ガスタービン発電機による電源確保」を追加しており、AM対策、緊急安全対策が有効でない場合においても、必要な電源を確保できるようにすることで安全機能のサポート機能がさらに向上している。具体的には、大容量のガスタービン発電機を配備することにより、残留熱除去系ポンプ等へ電力を安定供給できるようにしている。

このように、原子炉の燃料損傷防止および原子炉格納容器機能喪失防止の観点から、安全機能のサポート機能に対しても、AM対策、緊急安全対策および更なる信頼性向上対策によって、防護措置が多様化され信頼性向上が図られている。

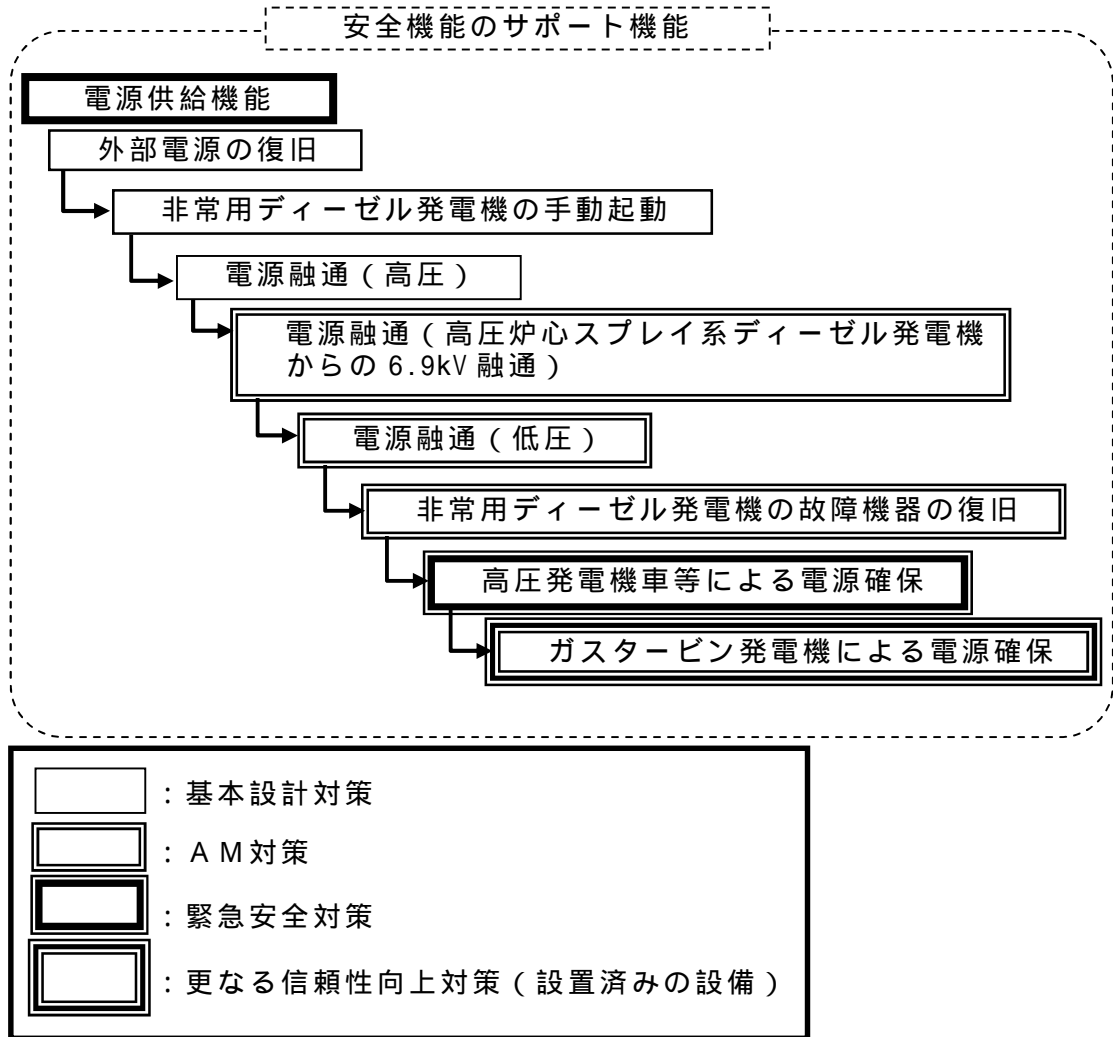


図 5.6-4 安全機能のサポート機能と防護措置との関係
 （原子炉の燃料損傷防止および原子炉格納容器機能喪失防止）

d. 燃料プール

図 5.6-5 は、燃料プールの燃料損傷の防止の観点から、放射性物質の閉じ込め機能と防護措置との関係をまとめたものである。

燃料プールについては、緊急安全対策の整備により、「燃料プールの注水・電源機能強化」を追加することで、放射性物質の閉じ込め機能がさらに向上している。具体的には、全交流電源喪失の場合においても、高圧発電機車等により電源を供給することにより、復水輸送ポンプ、補給水ポンプ、消火ポンプを使用して燃料プールへ注水できるようにしている。また、復水輸送ポンプ、補給水ポンプ、消火ポンプが使用できない場合は、送水車により燃料プールへ注水できるようにしている。

これに加えて、更なる信頼性向上対策では、「原子炉補機海水ポンプ電動機の予備品、代替海水ポンプの確保」を追加しており、緊急安全対策が有効でない場合においても、燃料プールの除熱を可能にしており、

放射性物質の閉じ込め機能がさらに向上している。具体的には、原子炉補機海水ポンプが機能喪失した場合においても、電動機予備品への取替、代替の海水ポンプを原子炉補機海水系へ接続することで、残留熱除去系による燃料プールからの除熱を可能にしている。

このように、燃料プールの燃料損傷の防止の観点から、放射性物質の閉じ込め機能に対して、緊急安全対策および更なる信頼性向上対策によって、防護措置が多様化され信頼性向上が図られている。

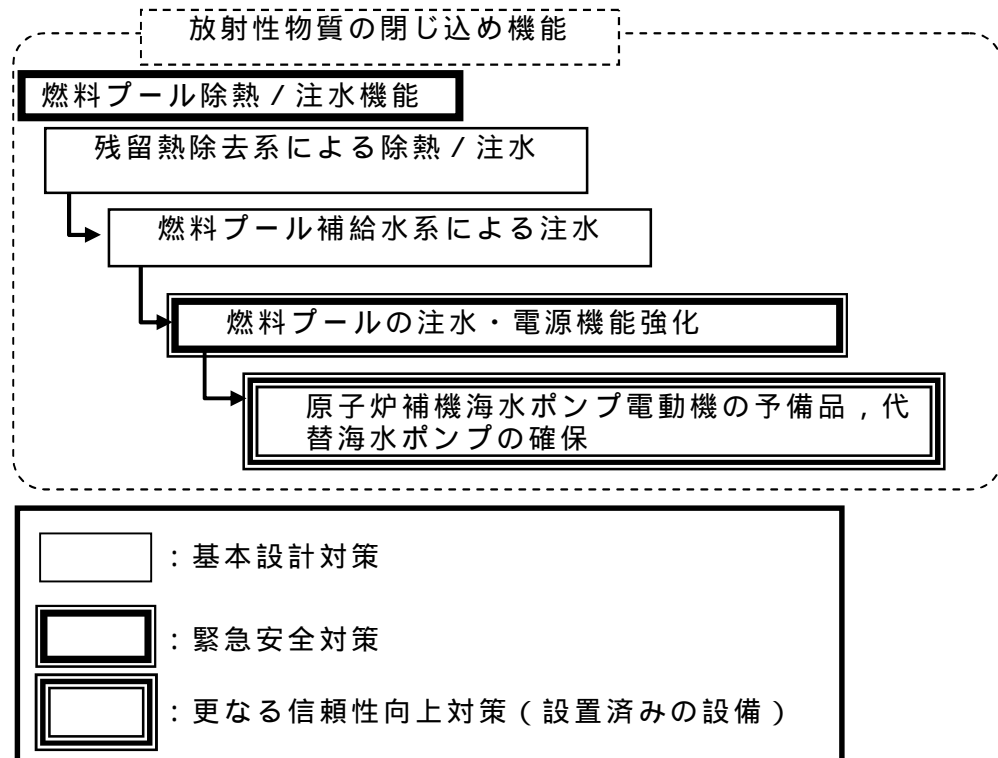


図 5.6-5 放射性物質の閉じ込め機能と防護措置との関係
(燃料プールの燃料損傷防止)

e. その他の防護措置

図 5.6-6 は、原子炉および燃料プールの燃料損傷の防止、並びに原子炉格納容器機能喪失の防止のための防護措置に関連して、シビアアクシデント対応措置をその他の防護措置としてまとめたものである。

「中央制御室の作業環境の確保」では、全交流電源喪失時における長期間の事故対応活動を継続的に実施するため、全交流電源喪失後においては、高圧発電機車から中央制御室送風機および中央制御室非常用再循環送風機に給電することとし、給電能力を確保するために、緊急安全対策として配備した高圧発電機車（500kVA）2 台に加え、追加で高圧発電機車（500kVA）1 台を配備した。

また、全交流電源喪失時に高圧発電機車から給電を行い、再循環運転をするための手順書を整備した。

「緊急時における発電所構内通信手段の確保」では、発電所構内

での通信手段として、PHSとページング設備を配備しており、全交流電源喪失が発生した場合でも各設備が有している蓄電池等により一定期間の通信機能の確保は可能である。また、緊急安全対策で配備した高圧発電機車で通信用充電器を充電することにより、全交流電源喪失時においても電源は確保される。

また、構内通信手段のより一層の信頼性確保のため、トランシーバの追加配備および有線の簡易通話装置（乾電池式）の配備を行った。

なお、照明については、事故対応活動を継続的に実施するための方策として可搬式蛍光灯を配備した。

「高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備」では、高線量対応防護服（タングステン製遮蔽ベスト）10着を発電所に配備した。

事故対応が長期に亘っても十分な対応資機材が確保できるよう、高線量対応防護服、個人線量計および全面マスク等の現状の「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の提供資機材リストに定められていない資機材についても必要時には原子力事業者間等で相互に融通しあうことを、協定に準ずる文書による申し合わせで確認した。

さらに、緊急時に放射線管理要員以外の要員が、現場での放射線測定等の放射線管理業務を助勢する仕組みを整備した。

「がれき撤去用の重機の配備」では、津波等による漂着物やがれき等の障害物が発生した場合でも、電源供給や注水確保等の事故対応が迅速に行えるよう、がれき撤去を行うためのホイールローダ等を発電所構内に配備した。また、非常災害時、当社にホイールローダ等の重機および運転員を優先して提供することについての覚書を協力会社と締結した。

さらに、がれき撤去の重機の運用については、より早期の対応が実施できるように当社社員が当該車両の運転操作を実施できる体制を整備した。

これらの防護措置の多くは、個別の段階および機能に対する代替措置ではなく、横断的な措置として整備している。

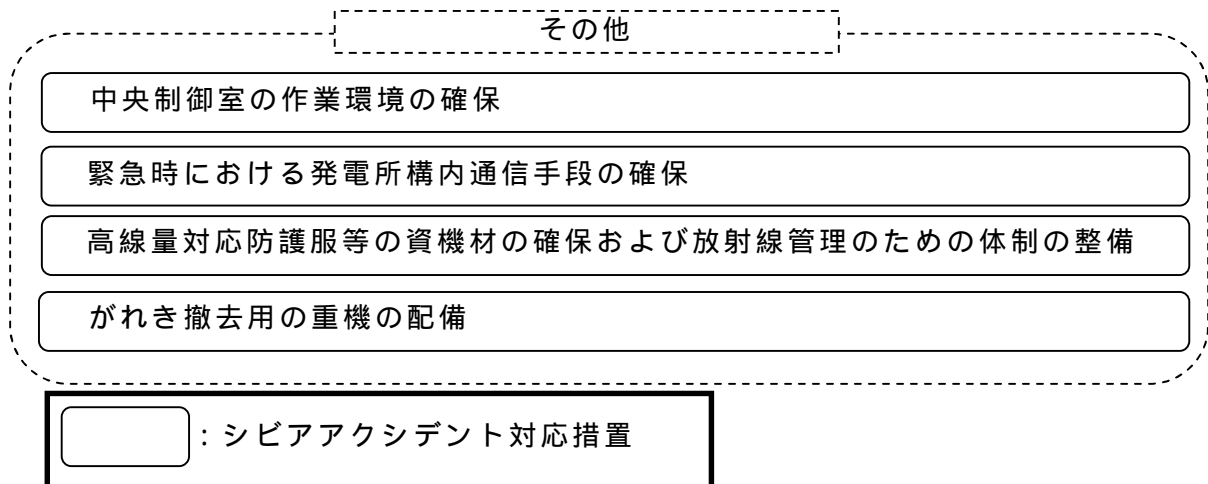


図 5.6-6 その他の防護措置

5.6.4 評価結果のまとめ

P S Aにおいて想定した起因事象を対象にして、燃料の重大な損傷に進展する過程および放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、当該事象を防止するための防護措置との関係を示した。

また、上記の防護措置に加えて、緊急安全対策、更なる信頼性向上対策およびシビアアクシデント対応措置について、燃料の重大な損傷を防止するための措置および放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置に整理した。

その結果、各種の防護措置は、燃料の重大な損傷を防止するための措置および放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置として、多重防護の観点から有効に整備されていることを確認した。

6. まとめ

発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の一次評価として、島根2号機の設計上の想定を超える事象に対し、どの程度の安全裕度が確保されているかについて、平成24年5月31日時点における施設と管理状態を対象として評価を行った。

具体的には、自然現象として「地震」、「津波」および「地震と津波の重畳」、また、安全機能の喪失として「全交流電源喪失」および「最終ヒートシンクの喪失」、さらに、「その他のシビアアクシデントマネジメント」について安全裕度を評価した。

また、設計上の想定を超える事象に対し、安全性を確保するために実施しているAM対策、緊急安全対策および更なる信頼性向上対策について、多重防護の観点からその効果を確認した。

評価にあたっての前提条件および留意点については以下のとおりとした。

- ・ 原子炉および燃料プールが同時に影響を受けると想定する。
- ・ 防護措置の評価にあたっては、合理的な想定が可能な場合を除き、一度機能を失った機器等の機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を想定する。
- ・ 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転条件を想定するとともに、燃料プールが使用済燃料で満たされた最も厳しいプラント状況を想定する。
- ・ 地震に関する評価では、評価対象設備ごとに発生値が評価基準値に達する地震力の基準地震動 S_s による地震力に対する倍率を算出し、耐震裕度を求めた。
- ・ 津波に関する評価では、設計津波高さ(EL6.5m)に対し、安全上重要な設備が機能維持できる許容津波高さを算出した。
- ・ 全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失に関する評価では、原子炉および燃料プールにある燃料を冷却するための注水機能または除熱機能に必要な水源、電源(燃料)の枯渇時間を算出した。
- ・ その他のシビアアクシデントマネジメントに関する評価では、防護措置を明らかにした上で、安全機能別に整理し、多重防護の観点から、その効果を確認した。

地震に関する評価では、原子炉および燃料プールの燃料の重大な損傷に至る事象のうち、発生に係る耐震裕度が最も小さいのは、耐震Cクラス設備の破損に伴い基準地震動 S_s 以下で発生する「外部電源喪失」であることから「外部電源喪失」からイベントツリー、フォールトツリーを作成して耐震裕

度評価を行ったところ、原子炉および燃料プールに対するイベントツリーの耐震裕度は2.0と特定された。

原子炉の場合は、「外部電源喪失」の次に発生する起因事象は緩和系の期待できない「炉心損傷直結」であり、その発生に係る耐震裕度が1.69であることから、クリフエッジとしての耐震裕度は、1.69と評価した。

また、燃料プールの場合は、「外部電源喪失」の次に発生する起因事象は「燃料プール損傷」であり、その発生に係る耐震裕度が1.96であることから、クリフエッジとしての耐震裕度は、1.96と評価した。

したがって、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは、耐震裕度1.69であると評価した。

なお、この評価結果は、少なくとも約1,000gal相当の非常に大きな地震動まで原子炉および燃料プールにある燃料を冷却できることを意味している。

また、緊急安全対策実施前後の原子炉および燃料プールの地震に対するクリフエッジを比較した結果、以下のとおり耐震裕度が向上していることから、緊急安全対策で実施した高圧発電機車および送水車の配備等が有効であると評価した。

| | クリフエッジ（耐震裕度） | |
|-------|--------------|-----------|
| | 緊急安全対策実施前 | 緊急安全対策実施後 |
| 原子炉 | 1.57 | 1.69 |
| 燃料プール | 1.57 | 1.96 |

津波に関する評価では、原子炉および燃料プールの燃料の重大な損傷に至る事象のうち、発生に係る津波高さが最も小さいのはEL8.5mの津波により原子炉補機海水系等のポンプおよび弁が浸水することにより発生する「最終ヒートシンク喪失」であり、「最終ヒートシンク喪失」についてイベントツリー、フォールトツリーを作成して許容津波高さの評価を行ったところ、原子炉および燃料プールに対するイベントツリーの許容津波高さはEL15.0mと特定された。

「最終ヒートシンク喪失」の次に発生する起因事象は、原子炉および燃料プールともに「外部電源喪失」、「交流電源喪失」、「直流電源喪失」および「計装・制御系喪失に伴う制御不能」であり、その発生に係る津波高さはEL15.0mであるが、「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリーの許容津波高さEL15.0mと同じであることから、原子炉および燃料プールの津波に対するクリフエッジは許容津波高さEL15.0m（裕度8.5m）と評価した。

したがって、プラント全体としての津波に対するクリフエッジは、EL15.0m（裕度 8.5m）であると評価した。

また、緊急安全対策実施前後の原子炉および燃料プールの津波に対するクリフエッジを比較した結果、以下のとおりクリフエッジとなる許容津波高さが向上していることから、緊急安全対策で実施した送水車の配備および浸水防止対策等が有効であると評価した。

| | クリフエッジ（許容津波高さ（裕度）） | |
|-------|--------------------|------------------|
| | 緊急安全対策実施前 | 緊急安全対策実施後 |
| 原子炉 | EL8.5m（裕度 2.0m） | EL15.0m（裕度 8.5m） |
| 燃料プール | EL8.5m（裕度 2.0m） | EL15.0m（裕度 8.5m） |

地震と津波の重畳に関する評価では、「最終ヒートシンク喪失」は、「外部電源喪失」の過程で評価されるため、「外部電源喪失」のイベントツリーを作成して、耐震裕度および許容津波高さの評価を行ったところ、原子炉および燃料プールに対する「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度および許容津波高さは 2.0 および EL15.0m と特定された。

「外部電源喪失」、「最終ヒートシンク喪失」の次に発生する燃料の重大な損傷に至る事象の発生に係る耐震裕度および津波高さは、原子炉の場合はそれぞれ 1.69 および EL15.0m であり、燃料プールの場合は、1.96 および EL15.0m である。

このため、原子炉のクリフエッジは、耐震裕度 1.69、許容津波高さ EL15.0m、燃料プールのクリフエッジは、耐震裕度 1.96、許容津波高さ EL15.0m と評価した。

したがって、プラント全体としての地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、耐震裕度 1.69、許容津波高さ EL15.0m（裕度 8.5m）であると評価した。

また、緊急安全対策実施前後の原子炉および燃料プールの地震と津波の重畳に対するクリフエッジを比較した結果、以下のとおり耐震裕度および許容津波高さが向上していることから、緊急安全対策で実施した高圧発電機車、送水車の配備および浸水防止対策等が有効であると評価した。

| | クリフエッジ | | | |
|-------|-----------|---------------------|-----------|----------------------|
| | 緊急安全対策実施前 | | 緊急安全対策実施後 | |
| | 耐震裕度 | 許容津波高さ (裕度) | 耐震裕度 | 許容津波高さ (裕度) |
| 原子炉 | 1.57 | EL8.5m (裕度 2.0m) | 1.69 | EL15.0m (裕度 8.5m) |
| 燃料プール | 1.57 | EL8.5m (裕度 2.0m) | 1.96 | EL15.0m (裕度 8.5m) |

全交流電源喪失に関する評価では、発電所全体で最も厳しい条件を想定してプラントの運転時および停止時について原子炉および燃料プールにある燃料を冷却するための注水機能の継続時間を評価した。

その結果、発電所外部からの支援を期待しなくても運転時は約 23 日間、停止時は約 58 日間、燃料の重大な損傷に至る事象に進展することなく注水を継続できることを確認した。

したがって、全交流電源喪失時のクリフエッジは、運転時は約 23 日、停止時は約 58 日と特定された。

約 23 日間という期間を考慮すると外部電源の復旧やプラント外部からの支援（高圧発電機車および送水車等への燃料補給等）を期待するのに十分な時間余裕となっている。

また、緊急安全対策実施前後の運転時および停止時の全交流電源喪失に対するクリフエッジを比較した結果、以下のとおりクリフエッジとなる注水継続時間が増加していることから、緊急安全対策で実施した高圧発電機車および送水車の配備、注水手段の整備による水源の多様化等が有効であると評価した。

| | クリフエッジ | |
|-----|-----------|-----------|
| | 緊急安全対策実施前 | 緊急安全対策実施後 |
| 運転時 | 約 8 時間 | 約 23 日 |
| 停止時 | 約 8 時間 | 約 58 日 |

最終ヒートシンク喪失に関する評価では、発電所全体で最も厳しい条件を想定してプラントの運転時および停止時について原子炉および燃料プールにある燃料を冷却するための注水機能および除熱機能の継続時間を評価した。

その結果，発電所外部からの支援を期待しなくても運転時は約 23 日間，停止時は約 58 日間，燃料の重大な損傷に至る事象に進展することなく注水を継続できることを確認した。また，除熱機能は，運転時および停止時ともに約 107 日間継続できることを確認した。

したがって，最終ヒートシンク喪失時のクリフエッジは，運転時は約 107 日，停止時は約 107 日と特定された。

約 107 日という期間を考慮すると最終ヒートシンクの復旧やプラント外部からの支援（可搬式ディーゼル駆動ポンプ等への燃料補給等）を期待するのに十分な時間余裕となっている。

また，緊急安全対策実施前後の運転時および停止時の最終ヒートシンク喪失に対するクリフエッジを比較した結果，以下のとおりクリフエッジとなる注水継続時間，除熱継続時間が増加していることから，緊急安全対策で実施した可搬式ディーゼル駆動ポンプおよび送水車の配備，注水手段の整備による水源の多様化等が有効であると評価した。

| | クリフエッジ | |
|-----|-----------|-----------|
| | 緊急安全対策実施前 | 緊急安全対策実施後 |
| 運転時 | 約 2.7 日 | 約 107 日 |
| 停止時 | 約 2.6 日 | 約 107 日 |

その他シビアアクシデントマネジメントに関する評価では，P S Aにおいて想定した起因事象を対象に，燃料の重大な損傷および放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し，当該事象を防止するためのA M対策を明らかにした上で，その有効性を確認した。

また，燃料損傷の防止および原子炉格納容器機能喪失の防止のそれぞれの観点から，「原子炉停止機能」，「炉心冷却機能」，「放射性物質の閉じ込め機能」および「安全機能のサポート機能」の安全機能別に整理し，多重防護の観点から，有効に整備されていることを確認した。

さらに，緊急安全対策，更なる信頼性向上対策およびシビアアクシデント対策が，A M対策が機能喪失した場合の代替防護措置として有効に機能し，信頼性が向上することを確認した。

福島第一原子力発電所事故では、地震および津波によりほとんどの電源・海水冷却機能が喪失し、AM対策で整備していた設備も一部を除いて機能しなかったことから、炉心損傷に至り、水素爆発が発生するとともに、大気中に大量の放射性物質を放出することとなった。

今回の評価では、地震や津波に対して、島根2号機は一定の安全裕度を確保していることが確認できたが、今後予定している更なる信頼性向上対策の着実な実施により、発電所の安全性をより一層向上させていくこととする。

また、当社は「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」（平成24年3月 原子力安全・保安院）で示された30の安全対策等を引き続き実施し、燃料の重大な損傷を防止する防護措置についての充実・強化に努めていく。

なお、万一、燃料の重大な損傷が生じた場合の対応措置に万全を期するため、以下の施設を設置することとしている。

- ・免震重要棟(仮称)の設置

緊急時対応に支障をきたすことがないように、プラント監視や通信機能などの重要な設備を集合させ、地震、津波時にも活動の拠点足りうる免震重要棟(仮称)を発電所構内の高台に設置する。

- ・フィルタ付ベント設備の設置

万一、炉心損傷した場合であっても、格納容器ベントにおいて放射性物質の放出量を低減するためにフィルタ付ベント設備を設置する。

以 上

アクシデントマネジメント対策

1. 原子炉停止機能に係る対策

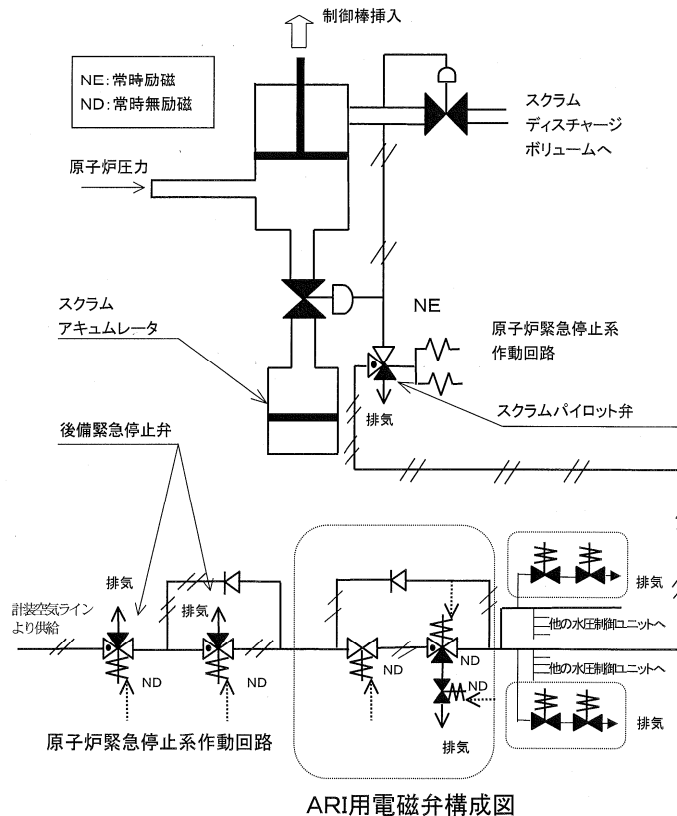
異常時には、安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する。原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、原子炉および格納容器の過圧が生じる。原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、以下を手順化し、教育・訓練を行っている。

- ・運転員が手動でスクラムさせる。
- ・運転員が手動で水位制御により出力を制限しつつ、ほう酸水注入系を使って原子炉を停止させる。

また、原子炉停止機能をさらに向上させる対応として、以下の対策を整備している。

- ・現有する原子炉緊急停止系とは別の信号系を設置し、再循環ポンプトリップおよび代替制御棒挿入（図 4.1-1）を可能とする代替反応度制御により、自動スクラムのための信号回路が共通原因で故障しても、原子炉の出力を低下し、格納容器が過圧されることなく原子炉を未臨界にできるようにする。

S2 添 4.1-1-1 R0



注1: 〇はアクシデントマネジメント対策に係る工事範囲を示す。
 注2: 弁の開閉状態は通常運転状態を示す。

図 4.1-1 代替制御棒挿入（ARI）の構成図（概念図）

2. 原子炉および格納容器への注水機能に係る対策

原子炉への注水が必要となる異常時には，安全保護系等の信号により非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系を自動で起動させ，原子炉へ注水する。原子炉への注水に失敗した場合，炉心からの崩壊熱除去が不十分となり，炉心の温度が上昇し，原子炉圧力容器が高圧に維持されると格納容器雰囲気直接加熱が発生する可能性がある。非常用炉心冷却系等が自動起動しない場合の対応として，以下を手順化し，教育・訓練を行っている。

- ・ 運転員が手動で非常用炉心冷却系等を起動させる。
- ・ 原子炉を手動で減圧し，低圧での注水ができるようにする。
- ・ 給復水系や制御棒駆動水压系を使って炉心を冷却する。

また，原子炉および格納容器への注水機能をさらに向上させる対応として，以下の対策を整備している。

- ・ 現有する復水輸送系や消火系の配管接続等を変更することで，炉心および格納容器に注水できるようにする。(代替注水設備(図 4.1-2))
- ・ 原子炉が高圧で維持されるシーケンスでは，過渡事象時に原子炉を自動で減圧できるようにすることで，健全な低圧注水系を活用し，炉心に注水できるようにする。

S2 添 4.1-1-1 R0

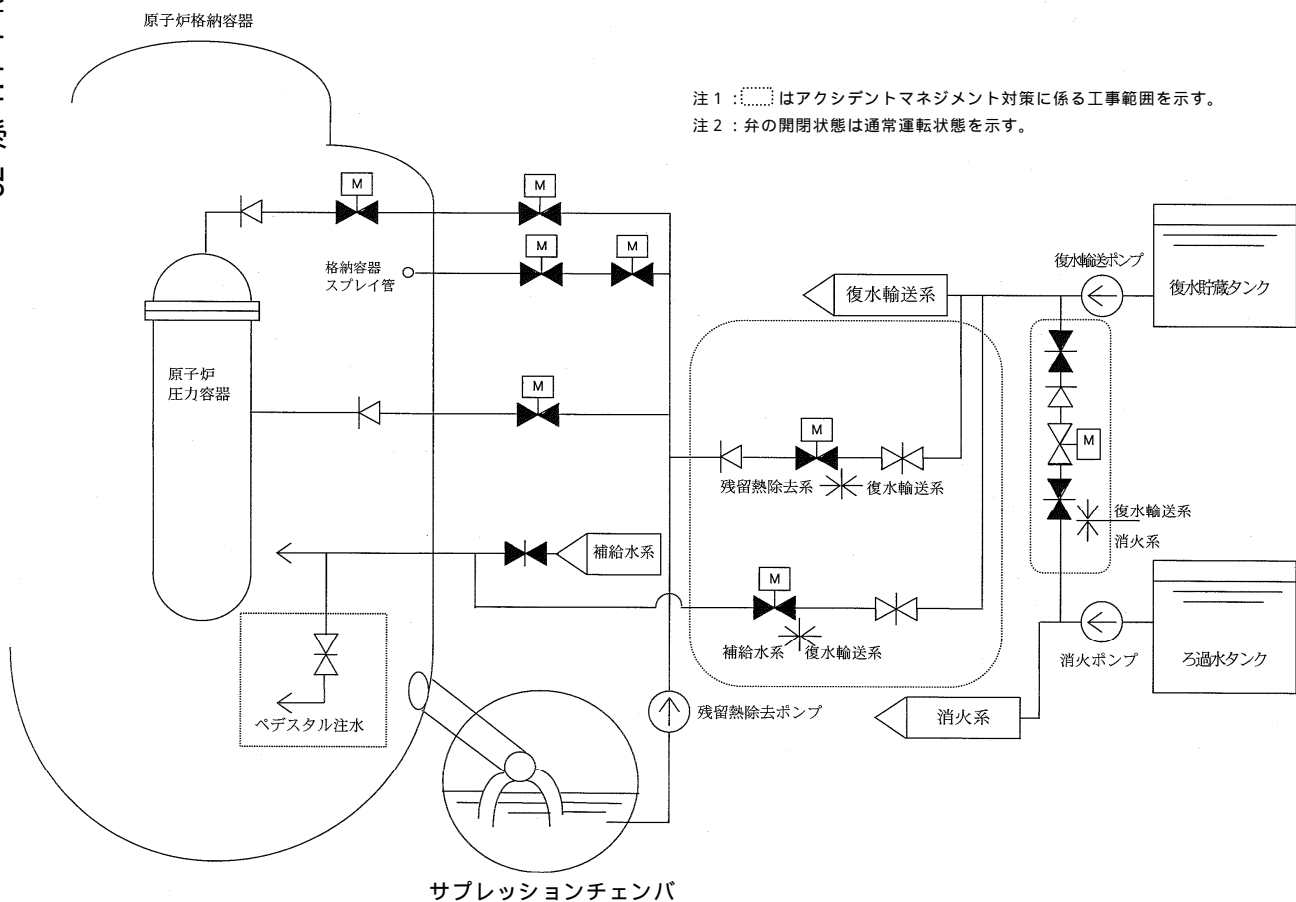


図 4.1-2 代替注水設備 (概念図)

3. 格納容器からの除熱機能に係る対策

異常時は、復水器により崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動で起動して格納容器から除熱する。格納容器からの除熱に失敗した場合、格納容器の圧力が上昇し、非常用炉心冷却系による再循環ができなくなる可能性がある。残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、以下を手順化し、教育・訓練を行っている。

- ・ 格納容器冷却系を手動起動し、格納容器の圧力の上昇を抑制させる。
- ・ 窒素ガス制御系および非常用ガス処理系を用いたベントにより格納容器の圧力の上昇を抑制させる。

また、格納容器からの除熱機能をさらに向上させる対応として、以下の対策を整備している。

- ・ 残留熱除去系復旧の余裕時間を大きくするため、現有する原子炉浄化系等による代替除熱を利用した原子炉からの除熱を介して格納容器から除熱できるようにする。
- ・ 格納容器からの除熱機能が要求されるまでの余裕時間を利用して、故障した残留熱除去系を復旧して格納容器から除熱できるようにする。
- ・ 残留熱除去系復旧に対する運転員の操作の不確定性を考慮し、さらにベントの耐圧性を強化（耐圧強化ベント）して格納容器から除熱できるようにする（図 4.1-3）。

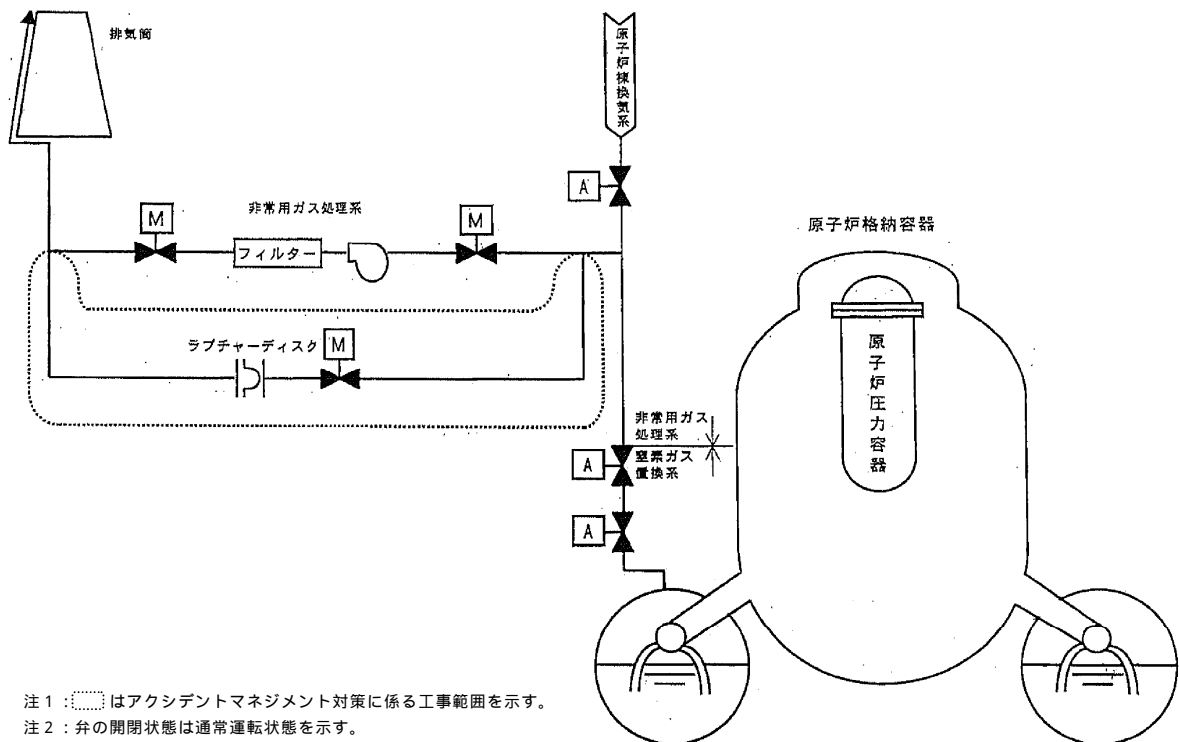


図 4.1-3 格納容器ベント（耐圧強化ベント）設備（概念図）

4. 安全機能のサポート機能に係る対策

非常用電源が必要となる異常時には、非常用ディーゼル発電機、直流電源設備により安全機能が発揮できるように電源を供給する。電源が供給されない場合、電源に依存する機能は期待できなくなる。電源が供給できない場合の対応として、以下を手順化し、教育・訓練を行っている。

- ・原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却しつつ、外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動させることにより電源を供給する。
- ・複数基立地のメリットを活かし、原子炉施設間で動力用の高圧交流電源を融通する。

また、電源供給能力をさらに向上させる対応として、以下の対策を整備している。

- ・複数基立地のメリットを活かし、原子炉施設間で低圧の交流電源を融通して直流電源を容易に復旧できるようにし、非常用ディーゼル発電機の起動電源や高圧交流電源を融通する際の遮断器の駆動電源等として使えるようにする。

また、高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機の電源（6.9kV）を原子炉施設内で融通して必要な電源を供給できるようにする（図 4.1-4）。

- ・電源喪失から炉心損傷までの時間余裕を利用して、非常用ディーゼル発電機を復旧して必要な電源を供給できるようにする。

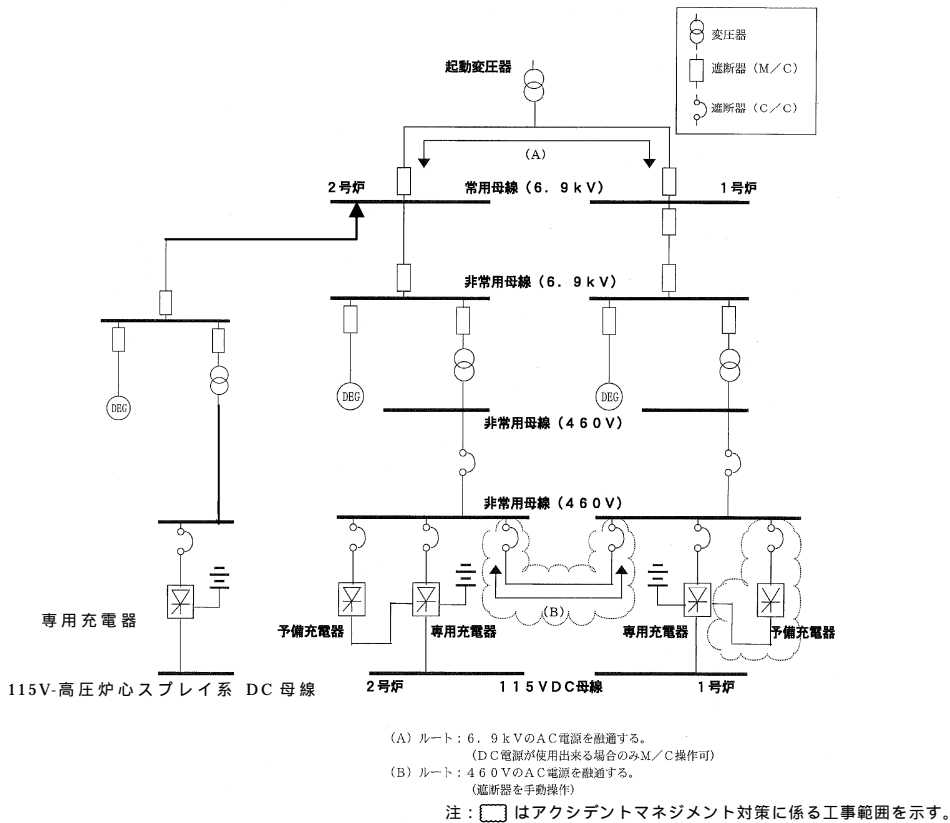


図 4.1-4 電源の融通（概念図）

S2 添 4.1-1-1 R0

アクシデントマネジメントの実効性確保について

1. 組織体制の整備

アクシデントマネジメントの実施組織は、事象の推移にしたがって適切な組織体制をとるという観点、既存の組織を有効活用する観点および発電所の総力を挙げてアクシデントマネジメントに取り組む観点から、緊急時対策本部（広報班，支援班を除く）および中央制御室をアクシデントマネジメントの実施組織としている。実施組織の概要を図 4.1-5 に示す。

さらに、緊急時対策本部が使用する施設を用意するとともに、手順書類、通信連絡設備他、プラント状態を把握するためのプラントパラメータの表示装置等、必要な資機材を確保している。

(1) 実施組織

防護対策の実施が必要な状況においては、プラント状態を把握し、実施すべき対応操作を総合的に検討、判断することが重要である。このような状況において、運転員は複雑かつ迅速な対応を求められることが想定されるため、プラント操作は運転員が行い、また、これとは別に運転員が効果的な防護対策を選定できるように技術的支援を実施する組織（以下、「支援組織」という。）を設置し、運転員および支援組織により防護対策を実施する。運転員と支援組織の役割は以下のとおり。

a. 運転員

中央制御室には、運転員が 24 時間の当直体制で運転を行っており、事故等が発生した場合においても事態収束のための対応操作を行う。アクシデントマネジメントについてもこれら対応操作の延長上にあることから、プラント操作対応は引き続き運転員が行うこととした。

運転員は、当直長の指揮下でプラント状態の把握、手順書類に基づく操作を実施するが、支援組織が発足した場合には、支援組織との連絡を密に行い、支援組織から助言等を受けつつ対応操作を実施する。

b. 支援組織

支援組織は異常事態の深刻さに応じて連続的に対応できることが必要である。

また、緊急時対策本部においては、従来から技術評価、情報管理、放射線管理等により運転員を支援する機能を有していることから、支援組織には既存の緊急時対策本部の内、本部、情報班、技術班、放射線管理班、復旧班、プラント監視班を当てることとした。

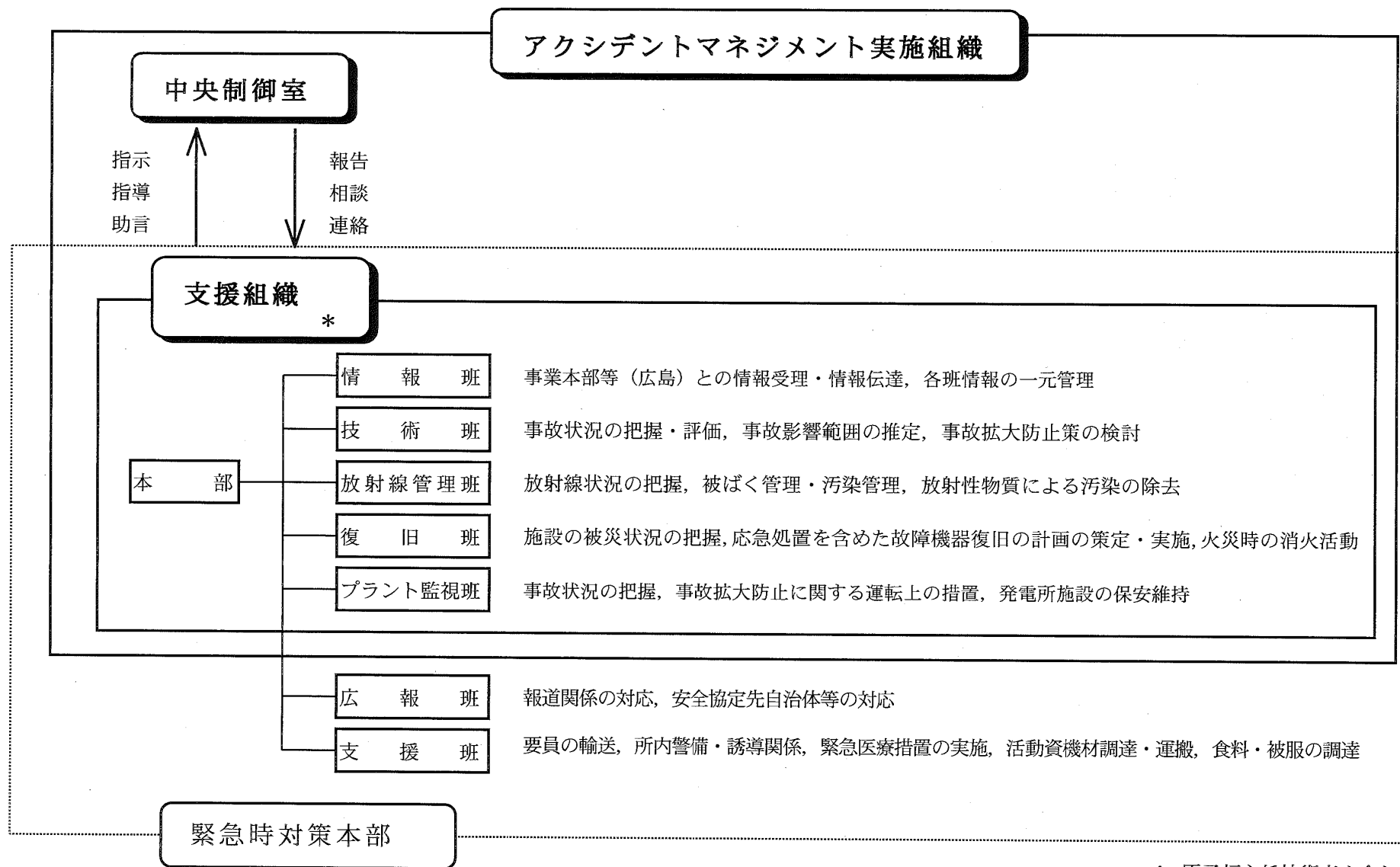


図 4.1-5 アクシデントマネジメントの実施組織の概要

(2) 要員の召集

事故・故障等が発生した場合には，当直長は必要な措置を講じるとともに，これと並行して，予め定めた連絡体制に基づき必要な要員が召集される。

島根原子力発電所においては，夜間，休日を含めた連絡体制を定めており，夜間および休日昼間には当番制を運用し，発電所内で待機体制をとっている。また，主要な要員は携帯電話を所持するとともに定期的に連絡訓練を実施し，円滑な要員召集が可能なことを確認している。

(3) 施設，設備等の整備

島根原子力発電所では，支援組織が活動を行う場所として緊急時対策室を発電所管理事務所に整備している。

緊急時対策室には，プラント状態の把握，技術評価，防護対策の検討，線量評価，外部への通常連絡等に必要な資機材を整備している。使用する設備類の整備内容は以下のとおりである。

a. 通信連絡設備

電話，ファクシミリ装置，所内放送設備，無線設備，社内テレビ会議システム，通信連絡システム（要員の所持する携帯電話に一齐呼び出しするシステム）。

b. 緊急時原子力発電所情報伝送システム（SPDS）

原子炉圧力，原子炉水位，排気筒モニタ指示値など原子炉の安全に関するパラメータをオンラインで表示し，また，これらのデータを本社（広島），国へ伝送するシステム。

c. 敷地内および敷地外放射線モニタ

モニタリングポスト等のデータをオンラインで表示する放射線モニタ設備，放射線測定車，放射線測定装置。

d. 情報表示システム

ディスプレイ等により緊急時対策室における情報の共有化を図るシステム。

e. 線量分布解析システム

収集した気象情報および放出源情報に基づき放射能影響範囲を予測評価するシステム。

f. 手順書類

事故時操作要領書（アクシデントマネジメントガイドラインを含む）等。

g. 技術図書類

配管計装線図，安全保護系ロジック一覧，プラント配置図等。

h. 復旧活動に必要な資機材

- ・必要となる交換部品の入手方法としては，発電所内の同じタイプの機器からの流用や敷地内の予備品の使用を規定している（必要な工具等

を管理区域内工具室および倉庫等に準備している)。

- ・放射線障害防護用器具，放射線測定器等の資機材を配備している(緊急時対策室の他，建屋内での作業，防護活動に備え管理区域出入口等に常備している)。

(4) 情報連絡等

防護対策の実施が必要な状況においては，外部への情報提供，国からの助言等の情報を受信する等円滑に情報交換を行うことが重要であり，情報の管理は，緊急時対策本部により一元的に行うこととしている。

通報連絡体制等については，法律等に基づく国への通報連絡ならびに安全協定等に基づく自治体への通報連絡のため従来から整備している。

緊急時対策室には，一般の電話回線の他，外部への連絡用に専用回線を利用した電話やファクシミリ装置を従来から配備している。

2. 手順書類の整備

アクシデントマネジメントが必要な状況では，運転員がプラントの操作対応を行い，支援組織は技術評価等の運転員を支援する活動を行う。

さらに事象が進展し，炉心損傷に至るような場合には，運転員は様々な操作対応を求められるとともに，対応策を決定するための技術評価や故障機器の復旧活動等，支援組織の役割がより重要となってくる。

このため，運転員と支援組織とでは，使用する手順書類もその役割に応じたものが各々必要となる。これらの役割分担，事象の進展状況に応じて，アクシデントマネジメントを的確，迅速に実施するため，知識ベースを含めた手順書類の整備を実施している。

なお，手順書類は，過去，アクシデントマネジメント対策として整備したものに加え，今回の福島第一原子力発電所での事故を踏まえて新たに整備した。

アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要を図 4.1-6 に示す。

a. 運転員用

(a) 事故時操作要領書[事象ベース](AOP)

設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作を記載した手順書であり，事故・故障等が発生した時，その運転状態からどのような事象が発生したのかの判断が可能な場合に使用する手順書である。

(b) 事故時操作要領書[徴候ベース](EOP)

事故の起因事象を問わず，観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を示したもので，多重故障等発生確率は極めて低いと考えられる設計想定外の事故・故障等にも対応可能な手順書である。

(c) 事故時操作要領書[アクシデントマネジメントガイドライン]

(中央制御室用)(SOP)

アクシデントマネジメントガイドラインを用いてアクシデントマネ

ジメントを実施する際においても、プラント対応操作は運転員が実施することとしているが、事故状況の把握や適切なアクシデントマネジメント対策を選択する際の技術評価については、支援組織が支援することとしている。このため、後述するアクシデントマネジメントガイドライン（支援組織用）の記載内容のうち、操作の判断や操作実施に関する重要部分を抽出し、運転員用の手順書としてSOPを整備した。

(d) 異常事象発生時の対応要領

地震・津波他による異常事象の対応に関する体制・手順を定めた要領書であり、緊急安全対策に伴い電源機能等喪失時の体制の整備等に関する改正を行った。

(e) 原子力災害対策手順書（プラント監視班）

緊急時体制が発令された場合に設置される対策組織のうち、プラントデータ採取・状況のまとめ等を行うプラント監視班に関する体制・手順等を定めた手順書であり、緊急安全対策に伴い津波等による機能喪失時の格納容器ベント等の対応手順、およびシビアアクシデント対策に伴い中央制御室の作業環境の確保のための対応手順を新たに追加した。

b. 支援組織用

(a) 事故時操作要領書[アクシデントマネジメントガイドライン]

（支援組織用）(AMG)

EOPで対応する状態からさらに事象が進展し、炉心損傷に至った際に支援組織で使用するものであり、プラント状態、操作実施の影響などを考慮して、総合的な観点から事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するためのガイドラインである。

(b) 異常事象発生時の対応要領

地震・津波他による異常事象の対応に関する体制・手順を定めた要領書であり、緊急安全対策に伴い電源機能等喪失時の体制の整備等に関する改正を行った。

(c) 原子力災害対策手順書（情報班）

緊急時体制が発令された場合に設置される対策組織のうち、情報収集等を行う情報班に関する体制・手順等を定めた手順書である。

(d) 原子力災害対策手順書（技術班）

緊急時体制が発令された場合に設置される対策組織のうち、原子炉等の異常拡大防止に必要な運転に関する計画の策定等の技術支援等を行う技術班に関する体制・手順等を定めた手順書であり、緊急安全対策に伴い原子炉および燃料プールへの供給水量検討等に関する手順を新たに追加した。

(e) 原子力災害対策手順書（放射線管理班）

緊急時体制が発令された場合に設置される対策組織のうち、放射線状況の把握等を行う放射線管理班に関する体制・手順等を定めた手順

書であり，電源機能等喪失時対応資機材の整備等を新たに追加した。

(f) 原子力災害対策手順書（復旧班）

緊急時体制が発令された場合に設置される対策組織のうち，復旧作業等を行う復旧班に関する体制・手順等を定めた手順書であり，緊急安全対策に伴い地震・津波等による全交流電源喪失時の消防ポンプ車等による代替注水手順，およびシビアアクシデント対策に伴い水素爆発防止のための原子炉建物天井への穴あけ手順等を新たに追加した。

(g) 原子力災害対策手順書（プラント監視班）

緊急時体制が発令された場合に設置される対策組織のうち，プラントデータ採取・状況のまとめ等を行うプラント監視班に関する体制・手順等を定めた手順書であり，緊急安全対策に伴い津波等による機能喪失時の格納容器ベント等の対応手順，およびシビアアクシデント対策に伴い中央制御室の作業環境の確保のための対応手順を新たに追加した。

| | 炉心損傷前 ← | → 炉心損傷後 | |
|-------|---|---|---|
| | 炉心損傷を防止するための アクシデントマネジメント | 炉心損傷が発生した場合にその影響を緩和 するためのアクシデントマネジメント用 | 炉心損傷の有無によらず、安全機能確保 のためのアクシデントマネジメントに用 いる要領書 |
| 運転員用 | <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 事故時操作要領書 (徴候ベース) EOP </div> <ul style="list-style-type: none"> ・事故の起回事象を問わず観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を記載 ・アクシデントマネジメントの内、炉心損傷を防止するための対応手順を記載 | <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 事故時操作要領書 (アクシデントマネジメントガイドライン) (中央制御室用) SOP </div> <ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの内、炉心損傷後の影響緩和のための対応手順を記載 | <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 事故時操作要領書 (事象ベース) AOP </div> <ul style="list-style-type: none"> ・設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作手順を記載 ・アクシデントマネジメントの内、電源融通操作手順を記載 <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 異常事象発生時の対応要領 原子力災害対策手順書(プラント監視班) </div> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波他による異常事象の対応に関する体制・手順を記載 |
| 支援組織用 | | <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 事故時操作要領書 (アクシデントマネジメントガイドライン) (支援組織用) AMG </div> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の影響緩和措置をプラント状態に応じて総合的に判断するため、手順や判断基準、技術データ等の知識ベース、影響予測等を取りまとめ、ガイドラインとして記載 | <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 異常事象発生時の対応要領 原子力災害対策手順書(情報班) 原子力災害対策手順書(技術班) 原子力災害対策手順書(放射線管理班) 原子力災害対策手順書(復旧班) 原子力災害対策手順書(プラント監視班) </div> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波他による異常事象の対応に関する体制・手順を記載 |

・AOP : Abnormal Operation Procedures ・SOP : Severe Accident Operation Procedures
 ・EOP : Emergency Operation Procedures ・AMG : Accident Management Guideline

図 4.1-6 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要

3. 教育・訓練の実施

アクシデントマネジメントの実施にあたっては、様々なプラント状態に応じて適切な対策を選定することが必要であり、そのために実施組織の要員があらかじめシビアアクシデント現象に関する知識を有していることが必要であり、実施組織における要員の役割に応じて、必要な知識の習得、維持および向上を図るために、教育の実施が重要である。

a. 運転員の教育

(a) 机上による教育

運転員は、アクシデントマネジメントの操作対応を行うことから、アクシデントマネジメントの実施に関わる基礎的知識（実施内容、使用する設備、シビアアクシデント時に起こりうる物理現象等）について机上研修を実施している。

(b) シミュレータによる訓練

シミュレータでシミュレーション可能な範囲において、アクシデントマネジメント対応操作の訓練を行っている。

b. 支援組織要員の教育

(a) 机上による教育

支援組織全要員に対し、アクシデントマネジメントの実施に関わる基礎的知識（実施内容、使用する設備、シビアアクシデント時に起こりうる物理現象等）について机上研修を実施している。

緊急安全対策および更なる信頼性向上対策

1. 緊急時の電源確保

1.1 高圧発電機車および可搬式発電機の配備（緊急安全対策：実施済み）

全交流電源喪失時においても，原子炉への注水を継続し，プラント監視機能等を維持するため，必要な電源容量を満足する高圧発電機車（500kVA）2台および可搬式発電機（90kVA）を配備した。

1.2 高圧発電機車および可搬式発電機からの電源供給のための資機材の整備（緊急安全対策：実施済み）

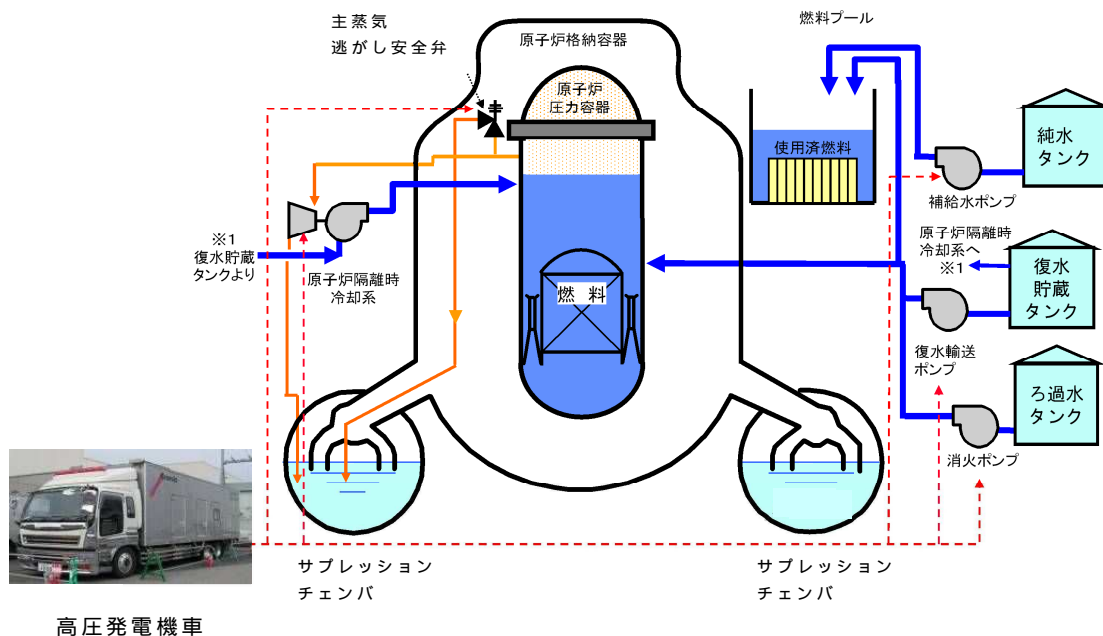
高圧発電機車および可搬式発電機による電源供給を行うための受電盤等への接続に必要な資機材（電源ケーブル等）を確保し，津波の影響を受けない場所へ保管した。

1.3 高圧発電機車および可搬式発電機からの電源供給手順の整備

（緊急安全対策：実施済み）

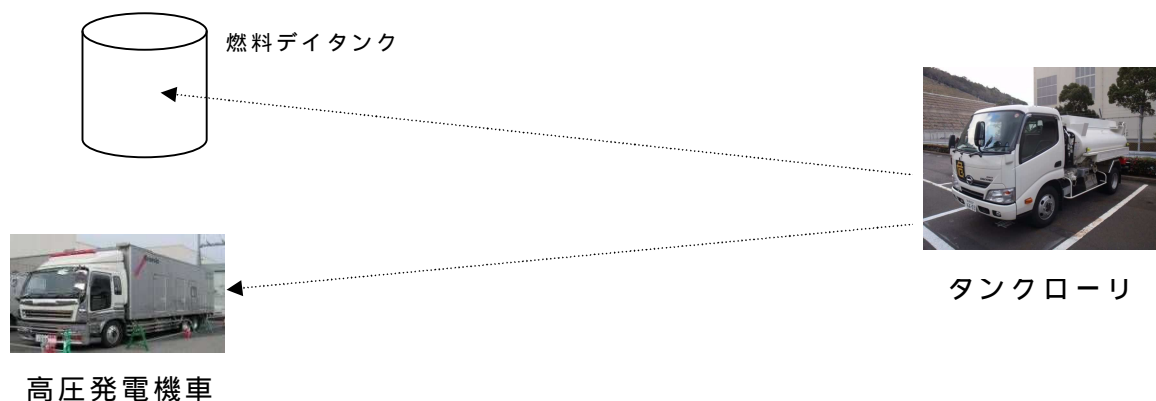
高圧発電機車および可搬式発電機による電源供給を行うための手順を定めた。

S2 添 4.2 R0



1.4 発電機用の燃料補給手段の確保（緊急安全対策：実施済み）

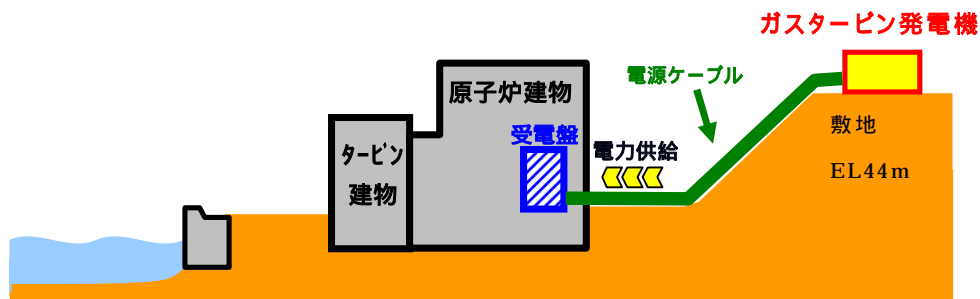
非常用ディーゼル発電機の燃料移送ポンプ電動機が津波により浸水し、燃料貯蔵タンクからの燃料補給手段が無くなった場合の燃料補給用および1.1項の高圧発電機車等の燃料補給用として、燃料および補給に必要な資機材（タンクローリ等）を確保した。



1.5 緊急用発電機の設置（更なる信頼性向上対策：実施済み）

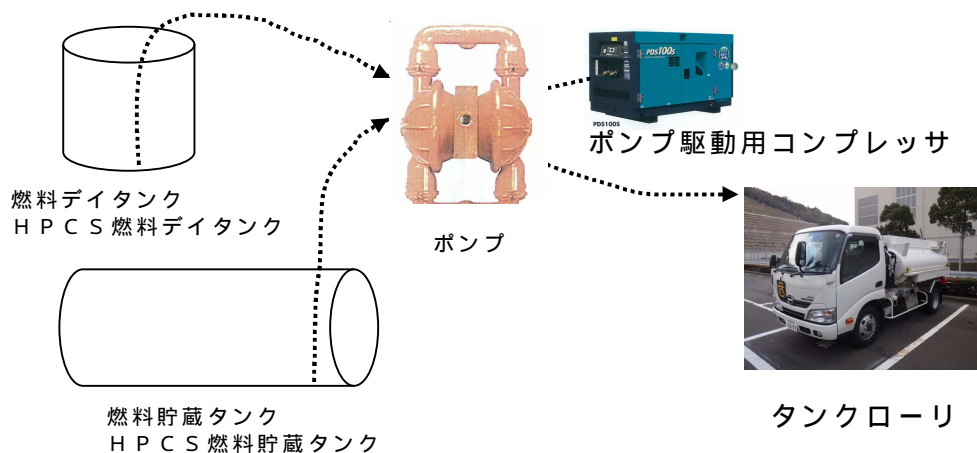
非常用ディーゼル発電機のバックアップとして、原子炉の除熱機能やプラントの状態監視に必要な機器等に速やかに電力が供給できるように、ガスタービン発電機（14,000kVA）2台を発電所敷地内の高台（EL44m）に設置し、ガスタービン発電機から受電盤等への接続に必要な資機材（電源ケーブル等）についても確保した。

さらに、平成23年4月9日に受領した経済産業省原子力安全・保安院指示文書「非常用発電設備の保安規定上の取扱いについて（指示）」を踏まえ、将来的には、定期検査時等に現状の非常用ディーゼル発電機を待機除外にしても、非常用発電設備が2台動作可能であることを担保できるよう、代替の非常用発電機を確保する。



1.6 燃料採取手段の確保（更なる信頼性向上対策：実施済み）

地震，津波等により発電所外からの支援が困難な場合でも，発電所内に備蓄されている燃料により高圧発電機車等の運転が継続できるように燃料の採取に必要なポンプおよび手段を確保した。



2. 緊急時の最終的な除熱機能の確保

2.1 消防ポンプ車等の配備（緊急安全対策：実施済み）

全交流電源喪失時においても，代替注水設備による原子炉の除熱を速やかに実施するため，原子炉や水源である復水貯蔵タンクに水を補給するための消防ポンプ車等を配備した。

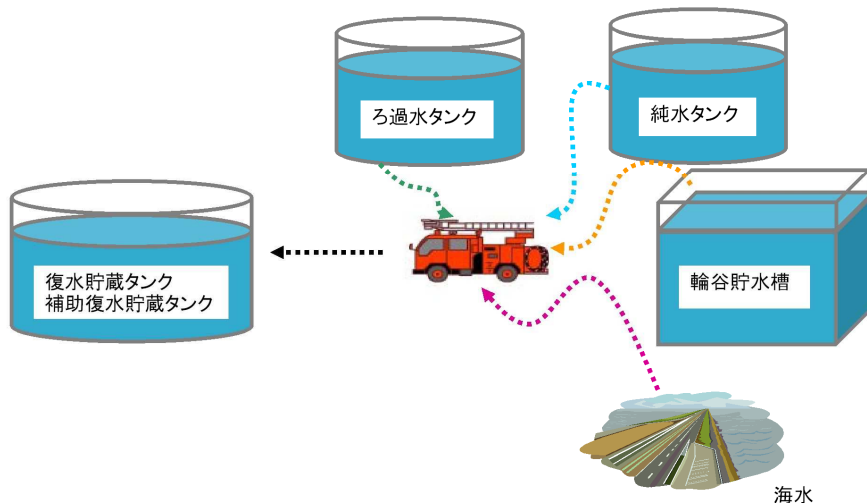
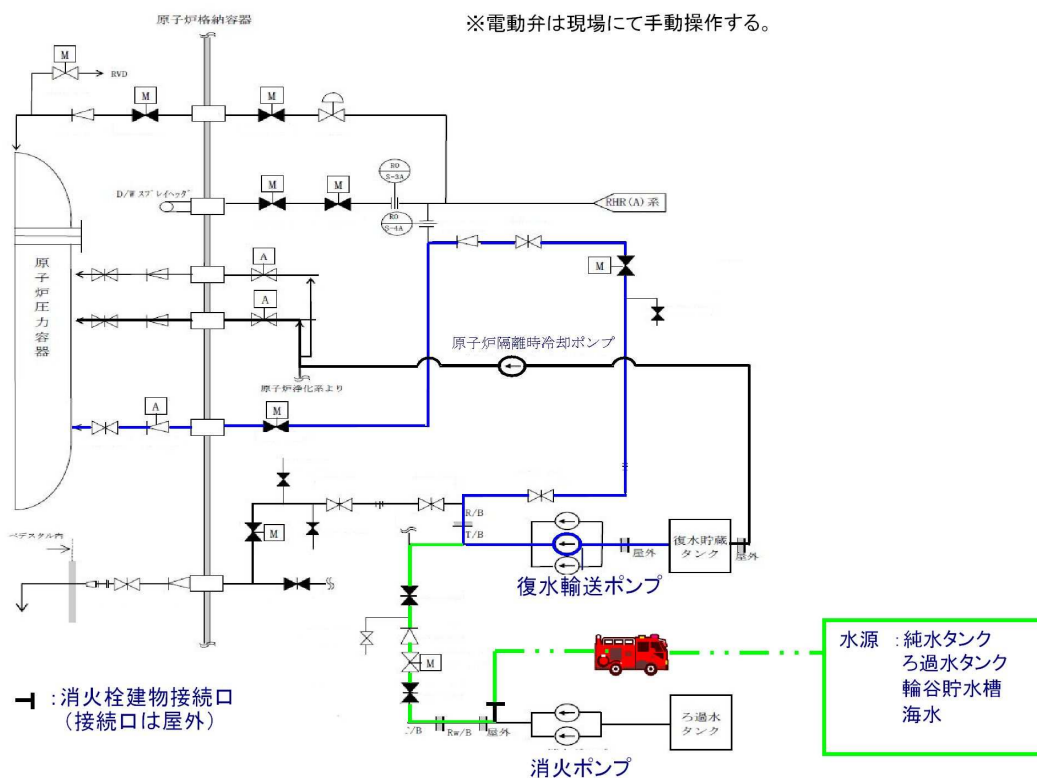
2.2 水源を確保するために必要な資機材の整備（緊急安全対策：実施済み）

消防ポンプ車等による送水に必要な資機材（消火ホース等）を確保し，津波の影響を受けない場所へ保管した。

2.3 消防ポンプ車等による代替注水手順の整備（緊急安全対策：実施済み）

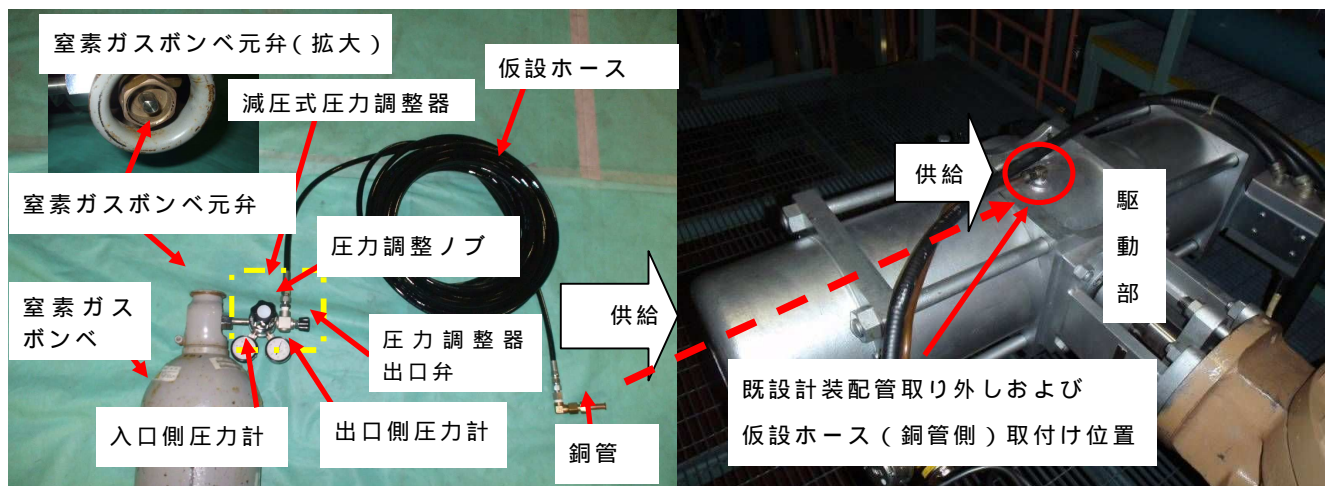
消防ポンプ車等を用いた代替注水を行うための手順を定めた。

S2 添 4.2 R0



2.4 原子炉格納容器ベント用資機材の確保（緊急安全対策：実施済み）

全交流電源喪失時においても，原子炉格納容器ベント操作を速やかに実施するため，ベントラインに設置されている空気作動弁の駆動用空気を供給する窒素ガスポンペを配備した。



2.5 原子炉補機海水系の復旧用資機材の確保（緊急安全対策：実施済み）

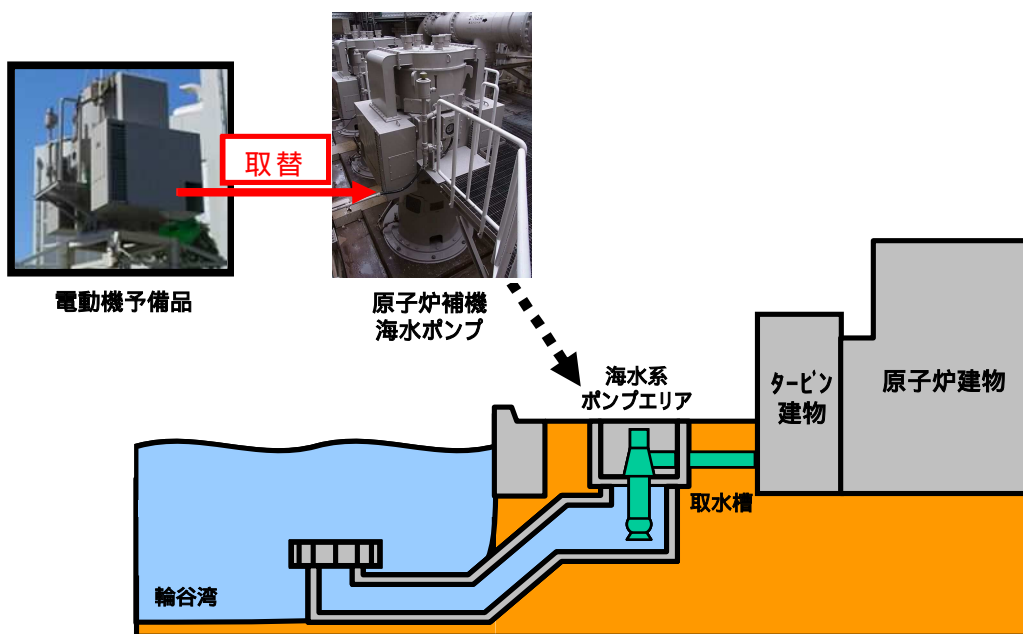
原子炉補機海水ポンプ電動機が津波により浸水し，機能が喪失した場合に備え，浸水した電動機を復旧するための資機材(洗浄機等)を配備した。

2.6 原子炉補機海水ポンプ電動機の予備品の確保

（更なる信頼性向上対策：実施済み）

原子炉補機海水ポンプ電動機が津波により浸水し，機能が喪失した場合に備え，取替用の電動機予備品を確保した。

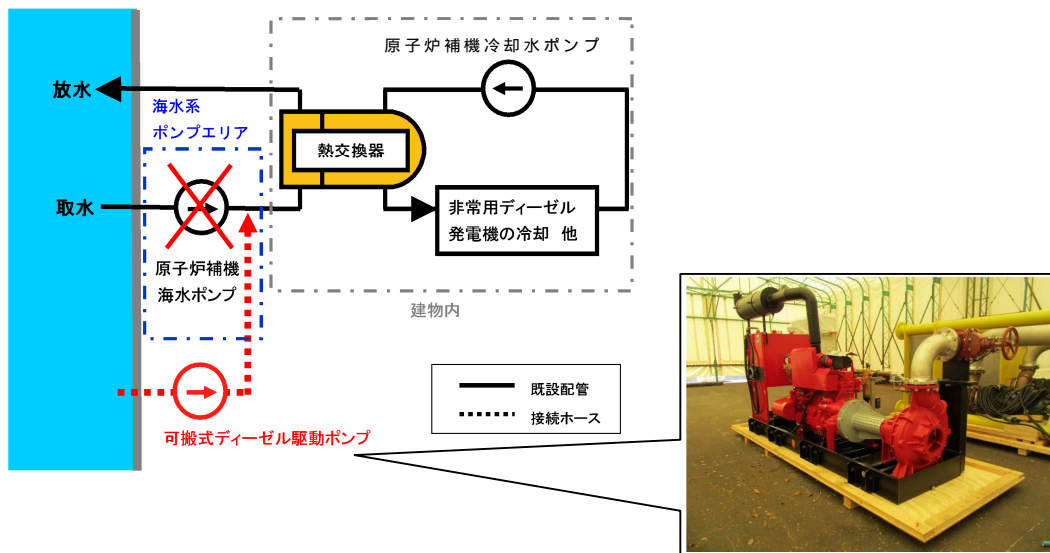
S2 添付 4.2 R0



2.7 原子炉補機海水系へ接続する可搬式ディーゼル駆動ポンプの確保

(更なる信頼性向上対策：実施済み)

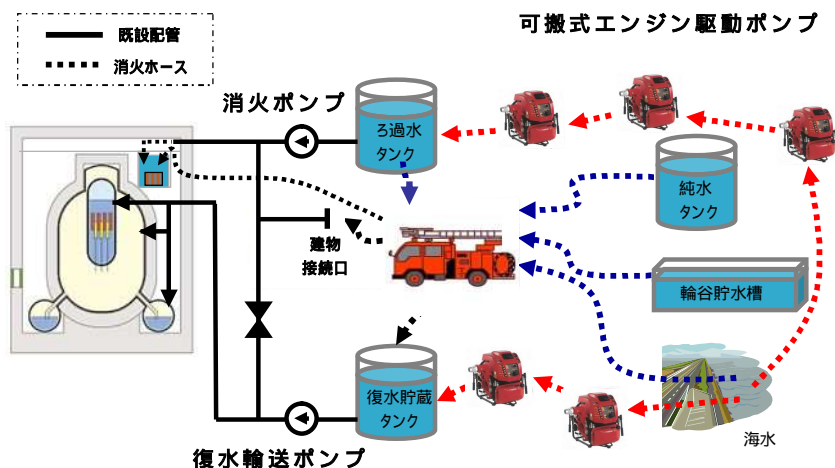
原子炉補機海水ポンプ電動機が津波により浸水し、機能が喪失した場合に備え、原子炉補機海水系へ接続する可搬式ディーゼル駆動ポンプおよび原子炉補機海水系への接続に必要な資機材（ホース等）を確保した。



2.8 可搬式エンジン駆動ポンプの確保（更なる信頼性向上対策：実施済み）

原子炉および燃料プールの除熱機能が喪失した場合の代替注水手段として、消防ポンプ車等を確保しているが、更なるバックアップとして、海水等を送り、補給できる可搬式エンジン駆動ポンプおよび移送に必要な資機材（ホース等）を確保した。

なお、当該ポンプは、海水系ポンプエリアが津波により水没した場合の海水排出にも使用可能である。



3. 緊急時の燃料プールの冷却確保

3.1 消防ポンプ車等の配備（緊急安全対策：実施済み）

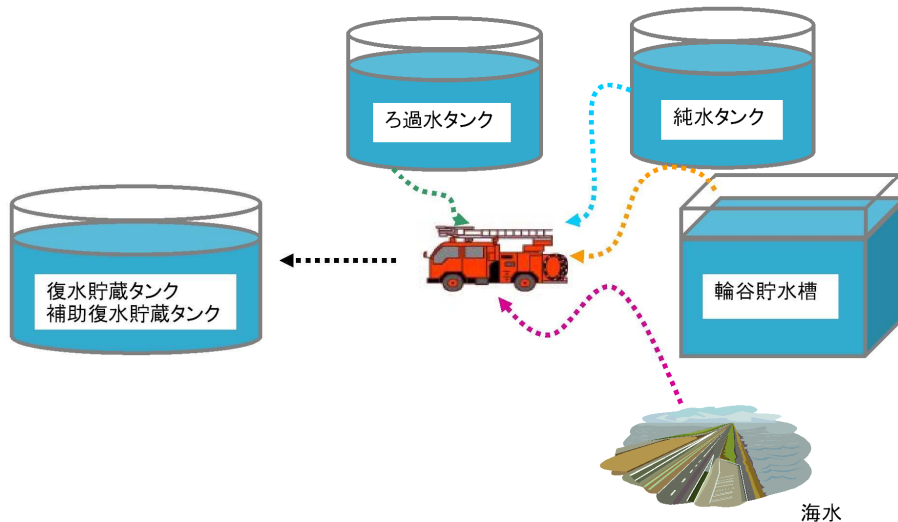
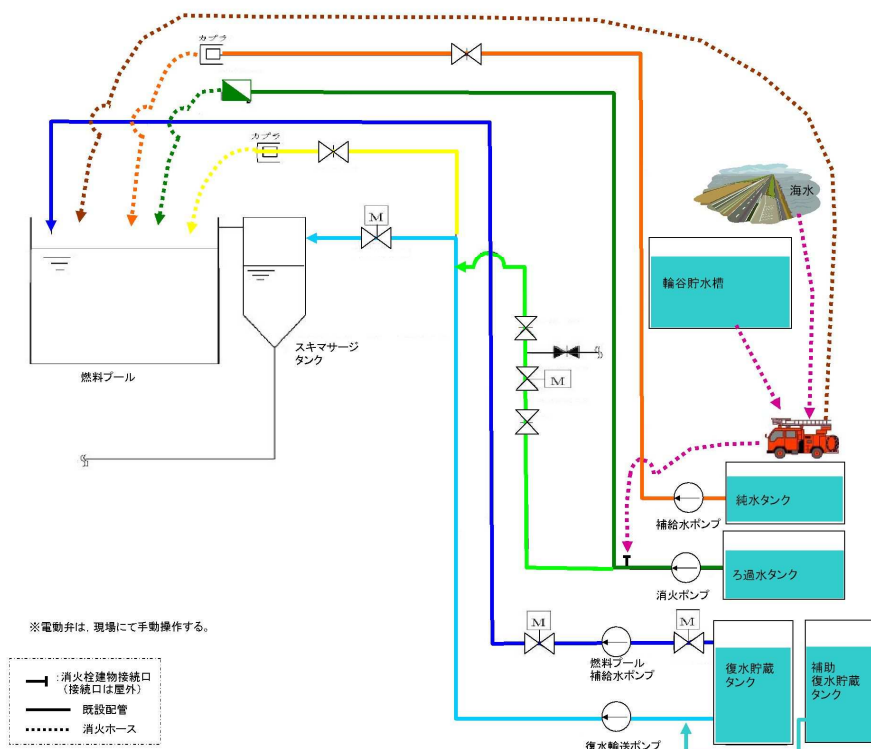
全交流電源喪失時においても、代替注水設備による燃料プールの除熱を実施するため、燃料プールや水源である復水貯蔵タンクに水を補給するための消防ポンプ車等を配備した。

3.2 水源を確保するために必要な資機材の整備（緊急安全対策：実施済み）

消防ポンプ車等による送水に必要な資機材（消火ホース等）を確保し、津波の影響を受けない場所へ保管した。

3.3 消防ポンプ車等による代替注水手順の整備（緊急安全対策：実施済み）

消防ポンプ車等を用いた代替注水を行うための手順を定めた。



4. 発電所の構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

4.1 建物の浸水防止対策（緊急安全対策：実施済み）

津波発生時に原子炉隔離時冷却ポンプ等の安全上重要な設備が津波により浸水することを防止するため、建物扉の隙間へのシール施工等により必要な箇所の浸水防止対策を実施した。



【シール施工】



【門設置】

4.2 建物の浸水防止対策の強化（更なる信頼性向上対策：実施済み）

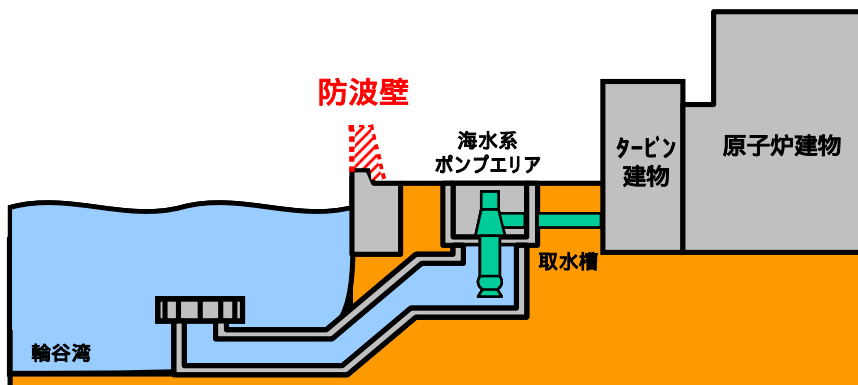
水密性を高めた建物扉への取替等を行い、建物内への浸水を防止する対策を強化した。



【水密性を高めた扉】

4.3 防波壁の強化（更なる信頼性向上対策：実施中）

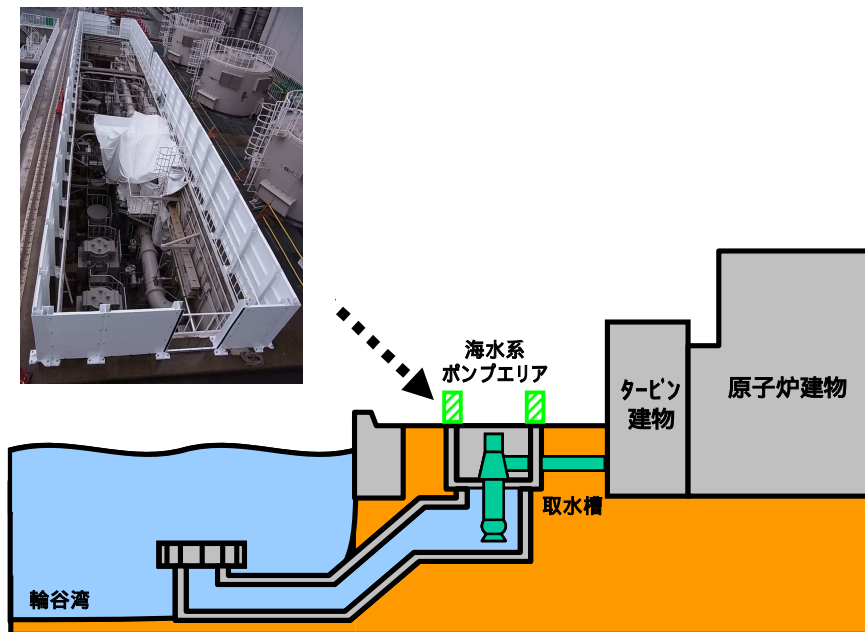
主要設備への浸水を防止するため、発電所構内全域において防波壁（EL15m）を強化する。



4.4 海水系ポンプエリアの浸水防止対策

(更なる信頼性向上対策：実施中)

原子炉補機海水ポンプの浸水を防止するため、海水系ポンプエリアに防水壁を設置する。



5. 教育・訓練の実施

津波によって交流電源を供給する全ての設備の機能，海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能および燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合における緊急安全対策の活動訓練として，高圧発電機車，ガスタービン発電機による電源復旧，消防ポンプ車等による原子炉および燃料プールへの注水等に関する訓練について，年1回以上実施する旨を「異常事象発生時の対応要領」に定め，実施している。(表 4.2-1)

表 4.2-1 緊急安全対策に関する訓練実施状況

| 訓練項目(対象箇所) | 訓練内容 | 訓練実施日 | 備考 | |
|-----------------|---|------------------|--|--------|
| 緊急時の電源確保 | 全交流電源喪失時の構内受電訓練 | 実働訓練 | H23.9.21 H23.9.26 H23.9.27 H24.1.24 H24.1.26 | 夜間訓練実施 |
| | 非常用ディーゼル発電機へのタンクローリ車からの燃料供給訓練 | 実働訓練 | H23.9.9 H24.2.26 | 停電訓練実施 |
| | 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンクからの抜取り訓練(更なる信頼性向上対策) | 実働訓練 | H24.2.26 | 停電訓練実施 |
| | 緊急用発電設備(ガスタービン発電機)起動訓練(更なる信頼性向上対策) | 実働訓練 | H23.12.5 H24.1.20 | |
| 緊急時の最終的な除熱機能の確保 | 原子炉補機海水ポンプ用電動機取替訓練 | 実働訓練 | H23.9.22 H24.3.22 | 夜間訓練実施 |
| | 原子炉格納容器ベントライン空気作動弁駆動用空気供給訓練 | 実働訓練 | H23.8.1 H23.8.3 H23.10.3 H24.3.27 | 停電訓練実施 |
| | 原子炉への消防車による代替注水訓練 | 実働訓練 | H23.9.9 H24.3.4 H24.3.13 | 夜間訓練実施 |
| | 電源機能等喪失時の対応教育 全交流電源喪失時のシミュレータ訓練 原子炉への代替注水 | シミュレータ訓練 机上訓練 | H23.5.12~25 H23.6.1~30 H23.7.6~28 H23.8.31 H23.9.1~9 H23.10.20~26 H23.12.26~30 | |
| | 原子炉補機海水系への可搬式ディーゼル駆動ポンプによる代替送水訓練(更なる信頼性向上対策) | 実働訓練 | H24.3.8 | |
| 緊急時の燃料プールの冷却確保 | 燃料プールへの消防車による代替注水訓練 | 実働訓練 | H23.9.9 H24.3.4 H24.3.13 | 夜間訓練実施 |
| | 電源機能等喪失時の対応教育 全交流電源喪失時のシミュレータ訓練 燃料プールへの代替注水 | シミュレータ訓練 机上訓練 | H23.5.12~25 H23.6.1~30 H23.7.6~28 H23.8.31 H23.9.1~9 H23.10.20~26 H23.12.26~30 | |
| その他 | 電源機能等喪失時災害対策要員一斉招集,実働参集訓練 | 実働訓練 | H23.11.23 | |
| | 緊急対策室における指揮命令訓練 | 実働訓練 | H23.9.9 H24.1.24 H24.1.26 H24.2.16 | |

平成 23 年度の実績を記載。

外部電源の信頼性確保

1. 外部電源の供給信頼性の更なる向上策（実施中）

島根 1 号機，島根 2 号機および島根 3 号機へは，500kV 系統の一部である日野変電所と 500kV 北松江幹線により接続された北松江変電所を供給源とし，外部電源を供給している。また，北松江変電所への予備供給ルートとして，220kV 山陰幹線・松江連絡線を備えており，高い供給信頼性を確保している。

供給源の変電所から島根原子力発電所までの電力系統については，安全規制上の要求である「外部電源系は 2 回線以上の送電線により電力系統に接続された設計であること」を満足するように，島根 1 号機，島根 2 号機および島根 3 号機とも，表 4.3-1 の回線数を確保している。

表 4.3-1 発電所の外部電源の信頼性確保のための系統

| | | |
|-------------|------|-------------------------------------|
| 島根 1 , 2 号機 | 主回線 | 220kV 送電線 1 ルート 2 回線 (第二島根原子力幹線) |
| | 予備回線 | 66kV 送電線 1 ルート 1 回線 (鹿島支線) |
| 島根 3 号機 | 主回線 | 500kV 送電線 1 ルート 2 回線 (島根原子力幹線) |
| | 予備回線 | 220kV 送電線 1 ルート 2 回線 (第二島根原子力幹線) |

また，島根 2 号機では，これまでもアクシデントマネジメント対策として，緊急時には各号機間で電力が融通可能となるような電源構成を整備しているが，送電線からの供給信頼性を更に向上させる目的で，図 4.3-1 に示すとおり，全ての送電線が各号機に接続されるよう，島根 1 ， 2 号機については 500kV 送電線から，また島根 3 号機については 66kV 送電線からの受電が可能となる対策を実施する。

S2 添 4.3 R0

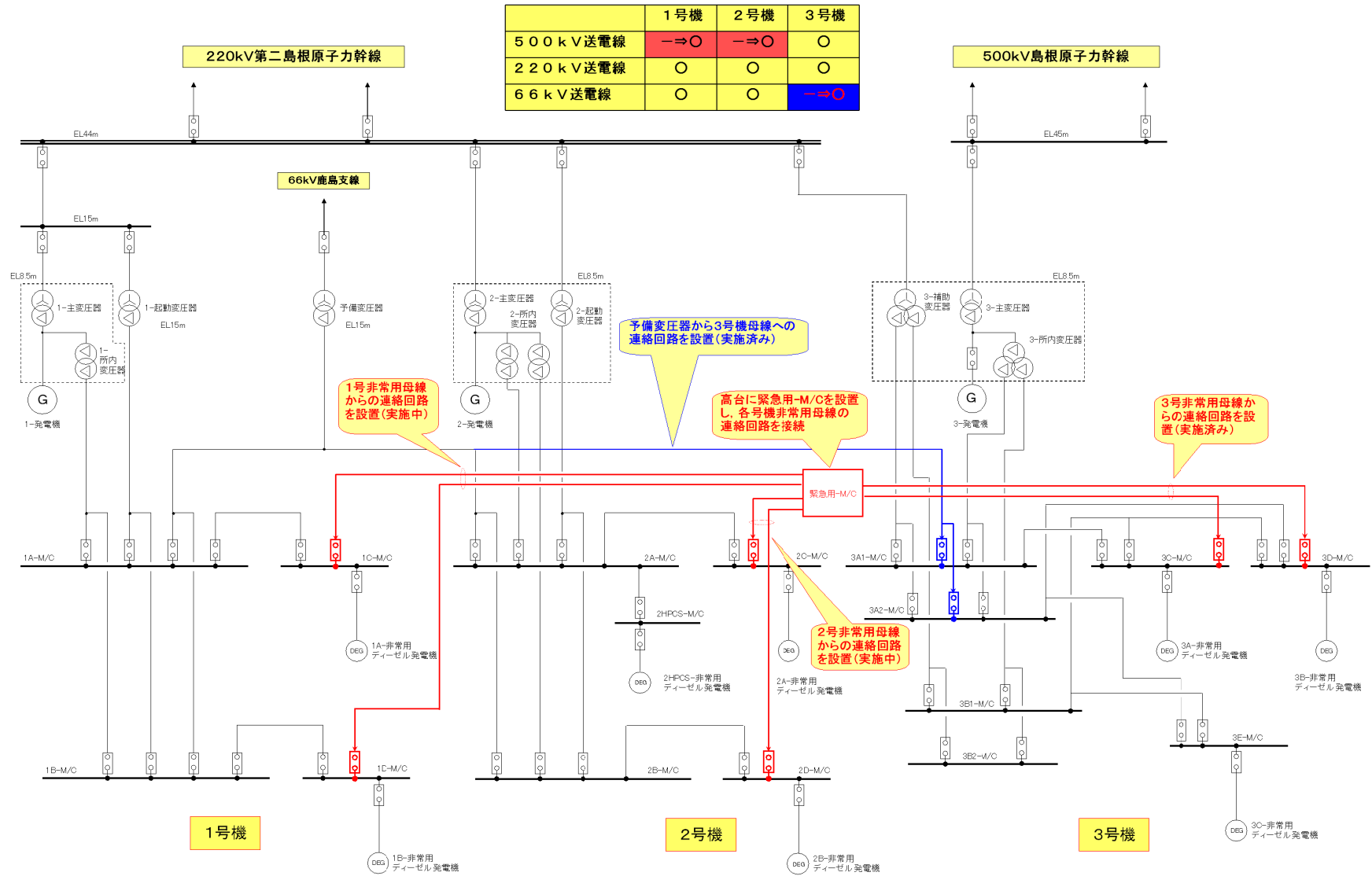


図 4.3-1 外部電源の供給信頼性の更なる向上策 概要図

2. 送電鉄塔に関する耐震性向上策

2.1 送電鉄塔の耐震性の向上策（実施済み）

過去の大規模地震（兵庫県南部地震，中越地震）および今回の地震においても，地震による振動・衝撃荷重を直接の原因として鉄塔が倒壊した事例はないことから，「電気設備防災対策検討会」の報告書（平成7年11月24日）どおり，鉄塔は十分な耐震性を有していると評価できる。

しかし，送電鉄塔に設置されている支持がいしの折損が多数発生していることから，図 4.3-2 に示すように，より耐震性に優れたものに取り替えるなどの対策を実施した。

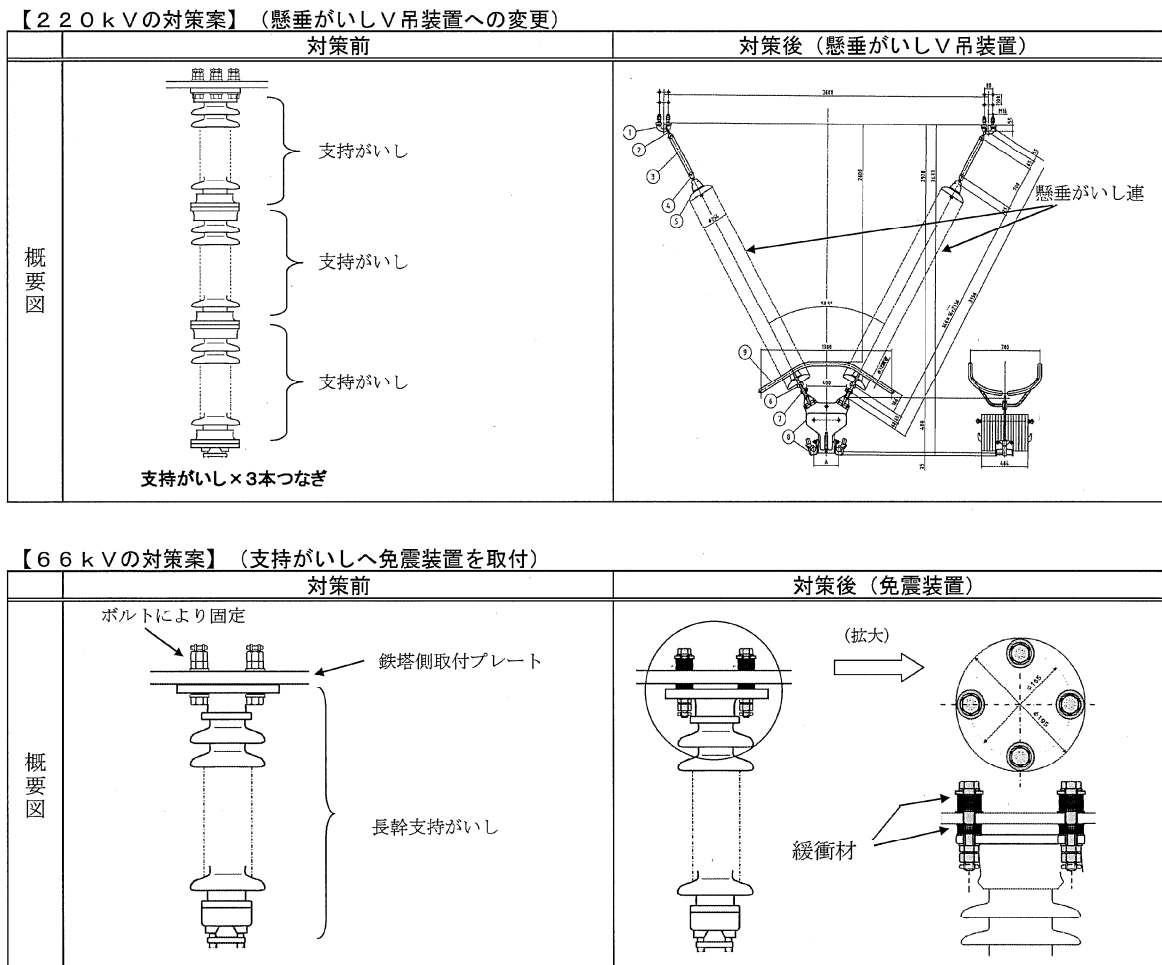


図 4.3-2 送電鉄塔（支持がいし）に関する耐震性向上策 概要図

2.2 基礎の安定性の評価（実施済み）

一般に、送電線のルートは地すべり地域等を極力回避するよう選定している。また、やむを得ずこのような地域を経過する場合にも、個別に詳細調査を実施し、基礎の安定性を検討して、より強固な基礎型を選定する等の対策を実施している。

さらに、今回の地震で鉄塔倒壊の原因となった「盛土の崩壊」に加え、二次的被害を引き起こす要因として一般的に考えられる「地すべり」、「急傾斜地の土砂崩壊」について評価を行い、地震に対して基礎が安定性を有していることを確認した。

3. 開閉所等の電気設備の津波影響防止対策（実施中）

更なる信頼性向上の観点から，島根原子力発電所の開閉所等の電気設備についても，津波による影響防止対策として，屋外に設置している開閉所設備および外部電源の受電に供する変圧器のうちEL8.5mに設置されている設備の浸水防止対策として，EL15mまでの浸水高さに耐えられる防水壁を設置する。

表 4.3-2 開閉所等の電気設備の設置レベルと対策内容

| 号機 | 電気設備 | 設置レベル | 対策内容 |
|---------------|----------------------|--------|----------|
| 島根 1 号機 | 開閉所 (66kV, 220kV) | EL15m | (対象外) |
| | 起動変圧器 | EL15m | (対象外) |
| 島根 2 号機 | 開閉所 (220kV) | EL44m | (対象外) |
| | 起動変圧器 | EL8.5m | 防水壁の設置 |
| 島根 1, 2 号機 | 予備変圧器 | EL15m | (対象外) |
| 島根 3 号機 | 開閉所 (500kV) | EL45m | (対象外) |
| | 主変圧器 | EL8.5m | 防水壁を設置済み |
| | 所内変圧器 | EL8.5m | 防水壁を設置済み |
| | 補助変圧器 | EL8.5m | 防水壁を設置済み |

EL15m以上の高さに設置されているため。

4. 開閉所等の電気設備の耐震性評価（実施中）

原子力発電所においては、開閉所設備と変圧器は耐震重要度上Cクラスであり、一般産業施設と同等の耐震安全性を保持すればよいものという位置づけである。しかし、今回福島第一原子力発電所で観測された地震波形の応答スペクトルにおいて、開閉所設備の共振周波数領域（0.5Hz～10Hz）の近辺に加速度ピークが確認されたことから、従来より、地震の応答スペクトルとそれに対する機器の共振も考慮している「J E A G 5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」（以下、「J E A G 5003」という。）による耐震性評価を実施し、設計上の裕度（各部位の地震動による発生応力とその部位の許容応力の比率）を確認した。その結果、開閉所設備および変圧器について、いずれも機能不全となる倒壊、損壊等が発生する可能性が低いことを確認した。

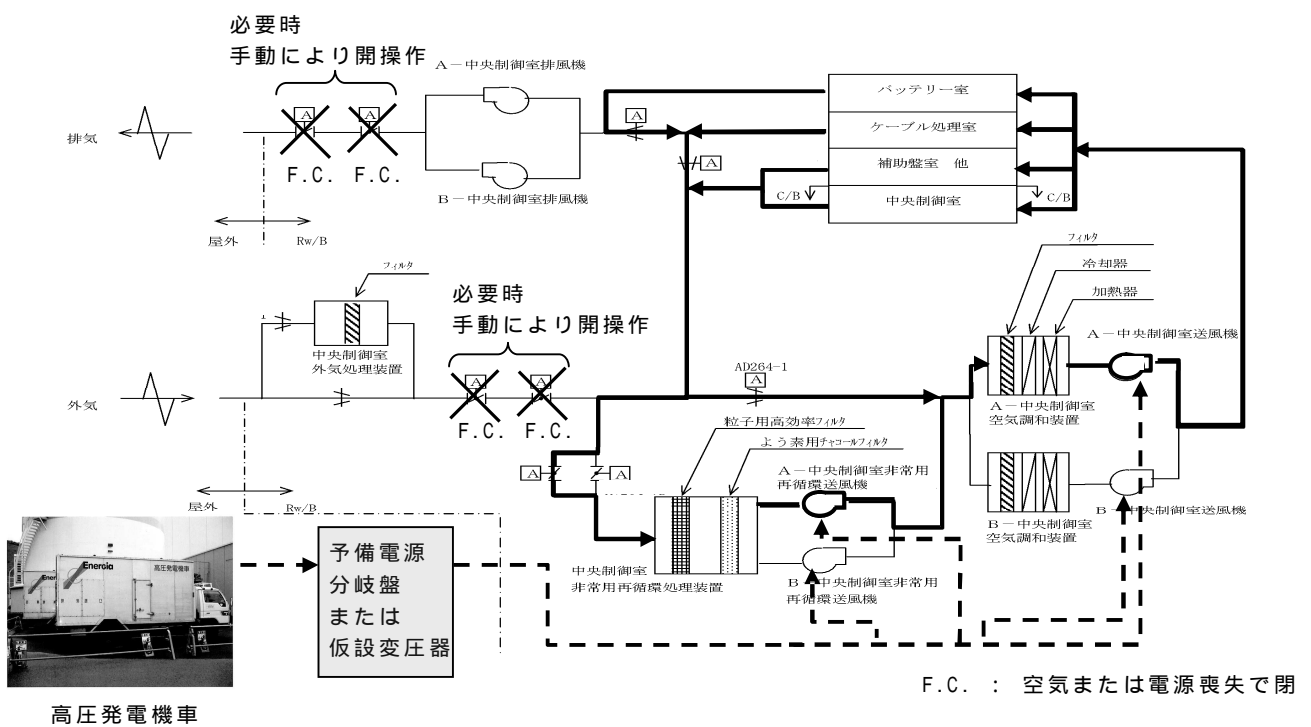
現在、平成24年1月19日発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(追加指示)」(平成24・01・17原院第1号)に基づき、島根原子力発電所の基準地震動 S_s をもとに、開閉所設備および変圧器の耐震性評価を行っているところである。

シビアアクシデントへの対応に係る措置について

1. 中央制御室の作業環境の確保（実施済み）

全交流電源喪失時における長期間の事故対応活動を継続的に実施するため、全交流電源喪失後においては、高圧発電機車から中央制御室送風機および中央制御室非常用再循環送風機に給電することとし、給電能力を確保するために、緊急安全対策として配備した高圧発電機車（500kVA）2台に加え、追加で高圧発電機車（500kVA）1台を配備した。

また、全交流電源喪失時に高圧発電機車から給電を行い、再循環運転をするための手順書を整備した。



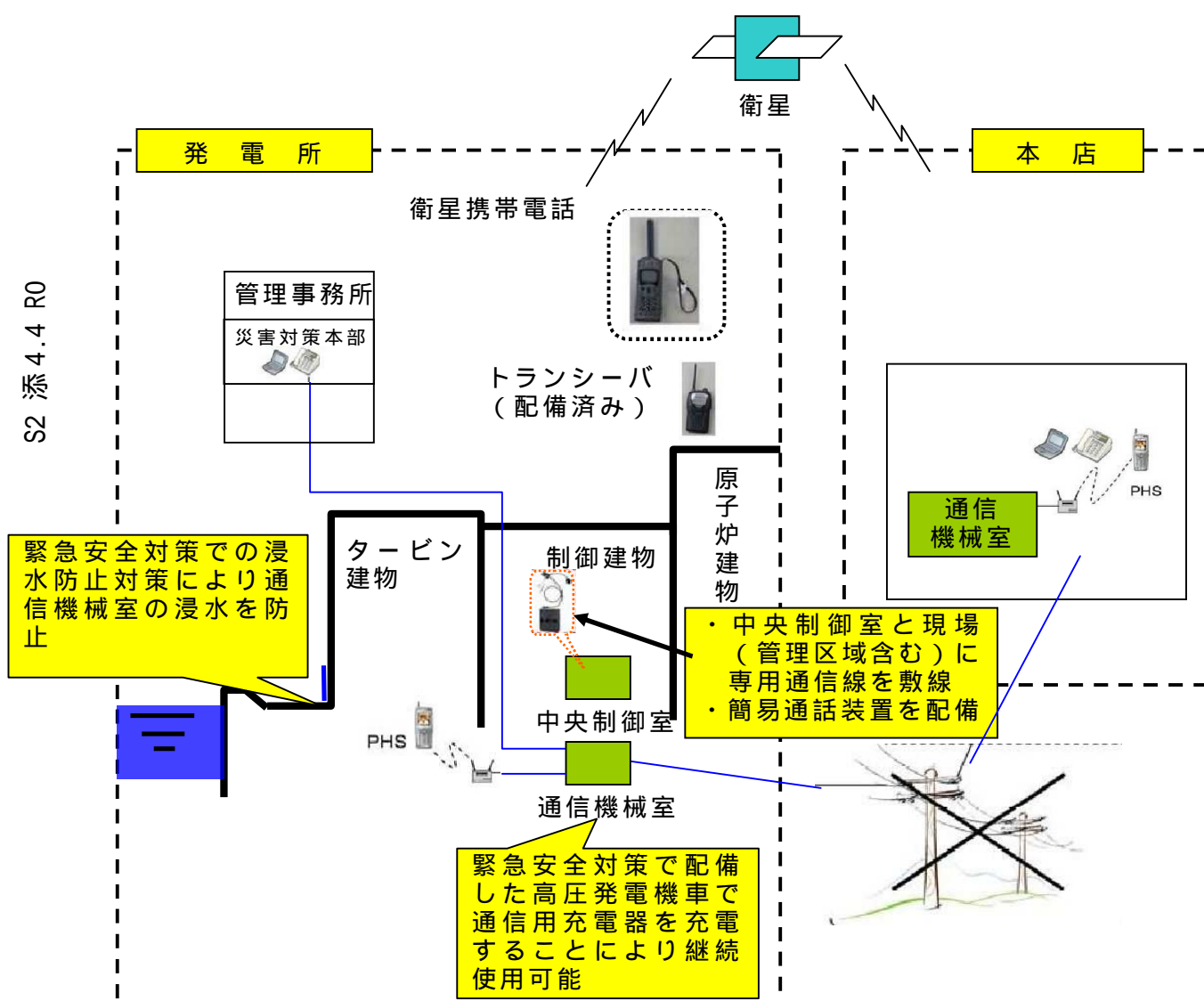
S2 添 4.4 R0

2. 緊急時における発電所構内通信手段の確保（実施済み）

島根原子力発電所構内での通信手段は、PHSとページング設備を配備しており、全交流電源喪失が発生した場合でも各設備が有している蓄電池等により一定期間の通信機能の確保は可能である。また、緊急安全対策で配備した高圧発電機車で通信用充電器を充電することにより、全交流電源喪失時においても電源は確保される。

また、構内通信手段のより一層の信頼性確保のため、トランシーバの追加配備および有線の簡易通話装置（乾電池式）の配備を行った。

なお、照明については、事故対応活動を継続的に実施するための方策として可搬式蛍光灯を配備した。



3. 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備（実施済み）

高線量対応防護服（タンゲステン製遮蔽ベスト）10着を発電所に配備した。



高線量対応防護服

事故対応が長期に亘っても十分な対応資機材が確保できるよう、高線量対応防護服，個人線量計および全面マスク等の現状の「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の提供資機材リストに定められていない資機材についても必要時には原子力事業者間等で相互に融通しあうことを，協定に準ずる文書による申し合わせで確認した。

さらに，緊急時に放射線管理要員以外の要員が，現場での放射線測定等の放射線管理業務を助勢する仕組みを整備した。

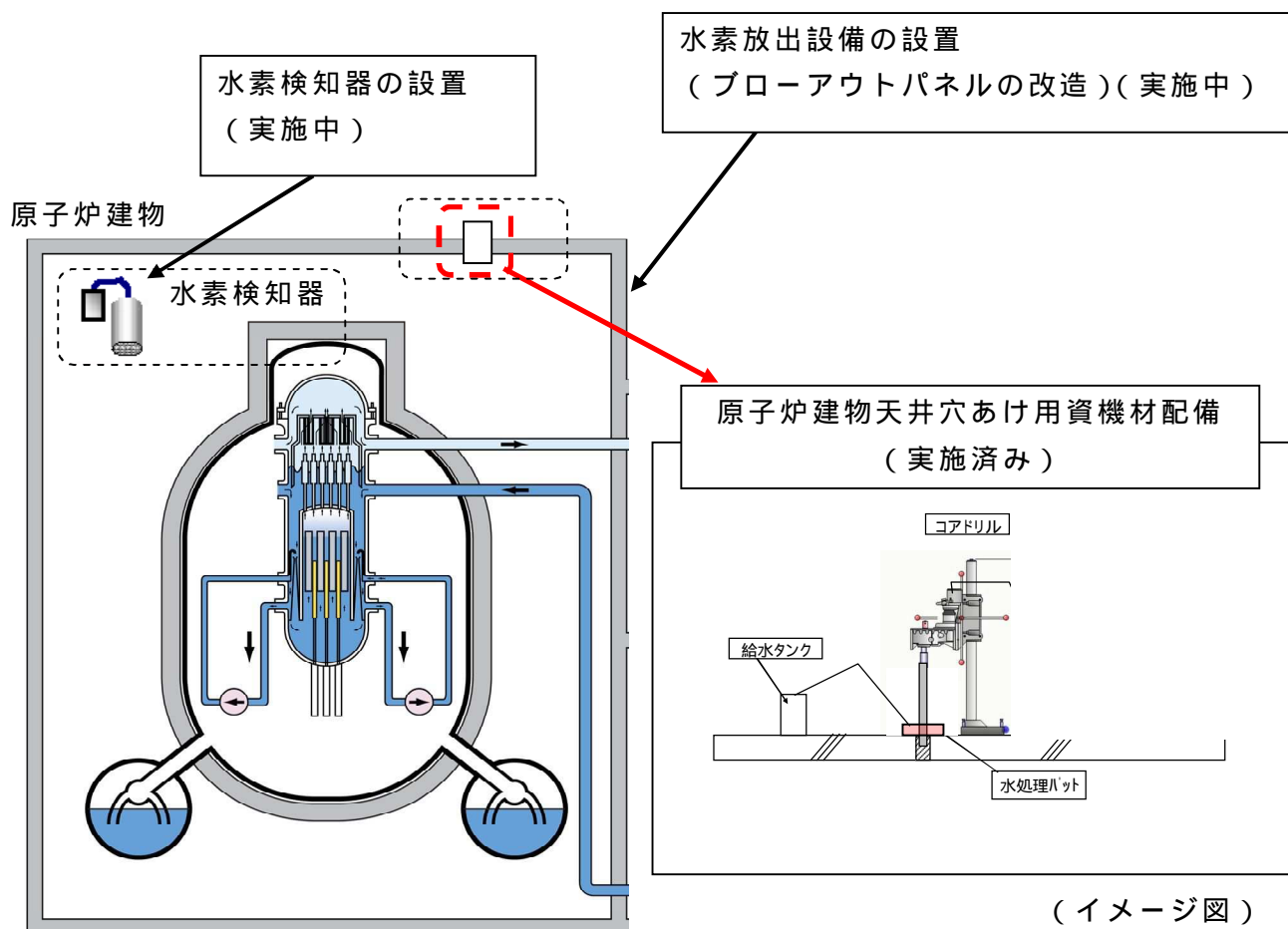
S2 添 4.4 R0



4. 水素爆発防止対策（一部実施済み）

シビアアクシデントによる水素大量発生時に原子炉格納容器から漏えいした水素の原子炉建物への蓄積を防止するため、原子炉建物天井への穴あけ作業に必要な資機材を配備するとともに、手順書の整備を行った。

さらに、原子炉建物内の水素濃度を確認し屋外へ放出することが可能なように、原子炉建物内の水素検知器および水素の放出設備を設置する。



5. がれき撤去用の重機の配備（実施済み）

津波等による漂着物やがれき等の障害物が発生した場合でも、電源供給や注水確保等の事故対応が迅速に行えるよう、がれき撤去を行うためのホイールローダ等を発電所構内に配備した。また、非常災害時、当社にホイールローダ等の重機および運転員を優先して提供することについての覚書を協力会社と締結した。

さらに、がれき撤去の重機の運用については、より早期の対応が実施できるように当社社員が当該車両の運転操作を実施できる体制を整備した。



6. 教育・訓練の実施

シビアアクシデントへの対応措置として、水素爆発防止のための原子炉建物天井への穴あけ等に関する訓練について、年1回以上実施する旨を「異常事象発生時の対応要領」に定め、実施している。(表 4.4-1)

表 4.4-1 シビアアクシデント対策への対応措置に関する訓練実施状況

| 訓練項目(対象箇所) | | 訓練内容 | 訓練実施日 | 備考 |
|---------------|---|------|--|------------------------------------|
| 水素爆発防止対策 | 水素爆発防止のための原子炉建物天井への穴あけ訓練 | 実働訓練 | H23.9.21 H24.3.13 | |
| 中央制御室の作業環境の確保 | 中央制御室の作業環境の確保(中央制御室送風機および中央制御室非常用再循環送風機の運転) | 机上訓練 | H23.6.16~25 | |
| その他 | ホイールローダ運転訓練 | 実働訓練 | H23.11.25 H23.12.15 H24.1.13 H24.3.15 | 運転訓練 運転訓練 がれき撤去訓練 がれき撤去訓練 |

平成23年度の実績を記載。

評価対象設備リスト（地震）

| 耐震 クラス | 主要な設備 | 起因事象および 影響緩和機能に 関連する設備 |
|---|----------------------------------|------------------------------|
| a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 | | |
| S | 原子炉圧力容器 | |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統 ¹ | |
| b. 使用済燃料を貯蔵するための施設 | | |
| S | 使用済燃料貯蔵設備 | |
| c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，および原子炉の停止状態を維持するための施設 | | |
| S | 制御棒 | |
| | 制御棒駆動機構 | |
| | 制御棒駆動水圧系 | |
| d. 原子炉停止後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 | | |
| S | 原子炉隔離時冷却系 | |
| | 高圧炉心スプレイ系 | |
| | 残留熱除去系 | |
| | サプレッションチェンバ | |
| e. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 | | |
| S | 高圧炉心スプレイ系 | |
| | 低圧炉心スプレイ系 | |
| | 残留熱除去系 | |
| | 自動減圧系 | |
| | サプレッションチェンバ | |
| f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 | | |
| S | 原子炉格納容器 | |
| | 原子炉格納容器バウンダリに属する系統 ² | - |
| g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際に，その外部放散を抑制するための施設で f.以外の施設 | | |
| S | 残留熱除去系 | |
| | 可燃性ガス濃度制御系 | - |
| | 非常用ガス処理系 | - |
| | サプレッションチェンバ | |
| | 原子炉建物 | |

| 耐震 クラス | 主要な設備 | 起因事象および 影響緩和機能に 関連する設備 |
|-------------------------------|---|------------------------------|
| h. 補助設備 | | |
| S | 炉心支持構造物 | |
| | 原子炉補機冷却系 | |
| | 原子炉補機海水系 | |
| | 非常用ディーゼル発電機 | |
| | 高圧炉心スプレイ補機冷却系 | |
| | 高圧炉心スプレイ補機海水系 | |
| | 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 | |
| | 電気計装設備 | |
| | 残留熱除去系（燃料プール水補給設備） | |
| | ほう酸水注入系 | - |
| i. 建物・構築物，波及的影響を考慮すべき設備，その他設備 | | |
| その他 | 耐震安全上重要な建物・構築物 | |
| | 波及的影響を考慮する設備（燃料取替機，原子炉建物天井クレーン，ガンマ線しゃへい壁） | |
| | 格納容器ベント設備 | |
| | 原子炉への代替注水設備 | |
| | 燃料プールへの代替注水設備 | |
| | ガスタービン発電機 | |
| | 送水車 | |
| | 高圧発電機車 | |
| | 外部電源設備（開閉所設備等） | |

1：主蒸気系，給水系，原子炉再循環系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，原子炉浄化系，ほう酸水注入系

2：主蒸気系，給水系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，原子炉補機冷却系，原子炉浄化系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，放射性ドレン移送系，可燃性ガス濃度制御系，窒素ガス制御系

基準地震動 S_s の策定の概要

基準地震動 S_s は、「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について」（平成 18 年 9 月 20 日，原子力安全・保安院）に従い、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」および「震源を特定せず策定する地震動」の評価に基づき、敷地の解放基盤表面（標高-10m）における水平方向および鉛直方向の地震動として策定している。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、図 1 に示す活断層を対象として検討した結果、宍道断層による地震および $F_1 \sim F_K - 2$ 断層による地震を検討用地震として選定し、また、敷地周辺における過去の地震である 880 年出雲の地震も併せて検討用地震として選定している。これらの検討用地震について、応答スペクトルに基づく手法および断層モデルを用いた手法により地震動評価を実施している。選定した検討用地震の諸元を表 1 に示す。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 S_s は、応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s および断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s を策定している。

応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s については、応答スペクトルに基づく手法により評価した検討用地震の応答スペクトルを包絡するように設計用応答スペクトルを設定し、これを基準地震動 $S_s - 1$ （最大加速度 600cm/s^2 ）としている。

また、断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s については、断層モデルを用いた手法により評価した宍道断層による地震および $F_1 \sim F_K - 2$ 断層による地震の応力降下量の不確かさを考慮したケースの地震動評価結果が、基準地震動 $S_s - 1$ の設計用応答スペクトルを一部の周期帯で上回ることから、これらを基準地震動 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ としている。

「震源を特定せず策定する地震動」については、その応答スペクトルが基準地震動 $S_s - 1$ の設計用応答スペクトルを下回ることから、基準地震動 $S_s - 1$ で代表させている。

基準地震動 $S_s - 1$ の設計用応答スペクトルならびに基準地震動 $S_s - 2$ 、 $S_s - 3$ および「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを図 2 に、基準地震動 $S_s - 1$ 、 $S_s - 2$ および $S_s - 3$ の時刻歴波形および加速度応答スペクトルを図 3～図 5 に示す。

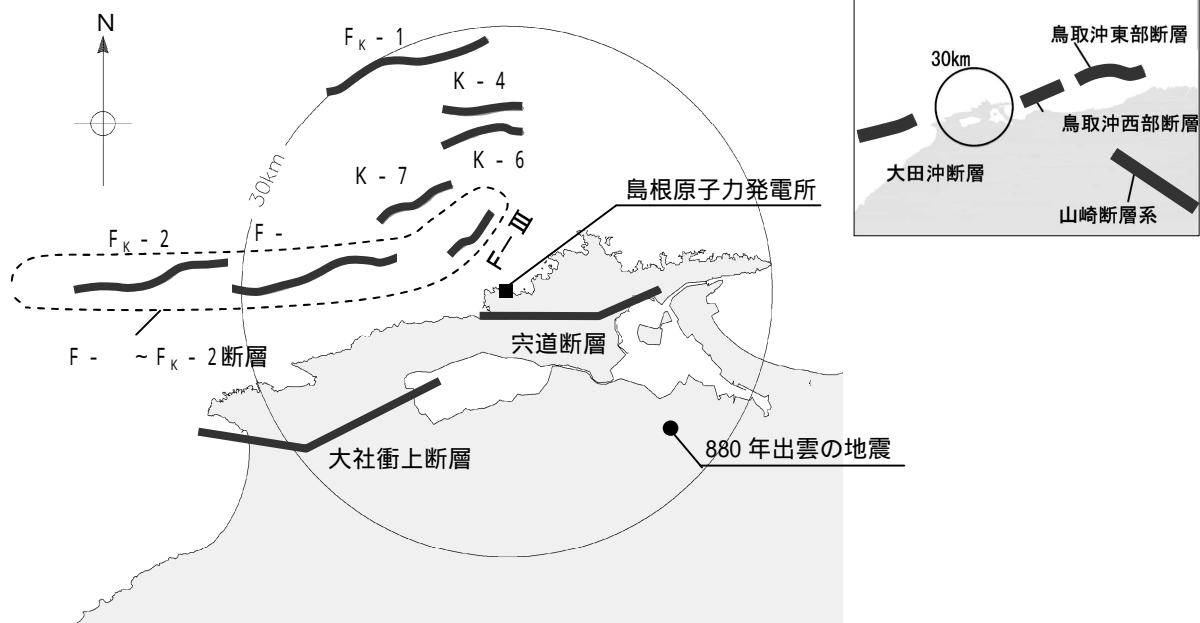


図1 島根原子力発電所周辺の主な活断層分布および880年出雲の地震の震央位置

表1 検討用地震の諸元

| 検討用地震 | 長さ | 地震規模 |
|---------------------------------|--------|------|
| 穴道断層による地震 | 22km | 7.1 |
| F - ~ F _k - 2断層による地震 | 51.5km | 7.7 |
| 880年出雲の地震 | - | 7.0 |

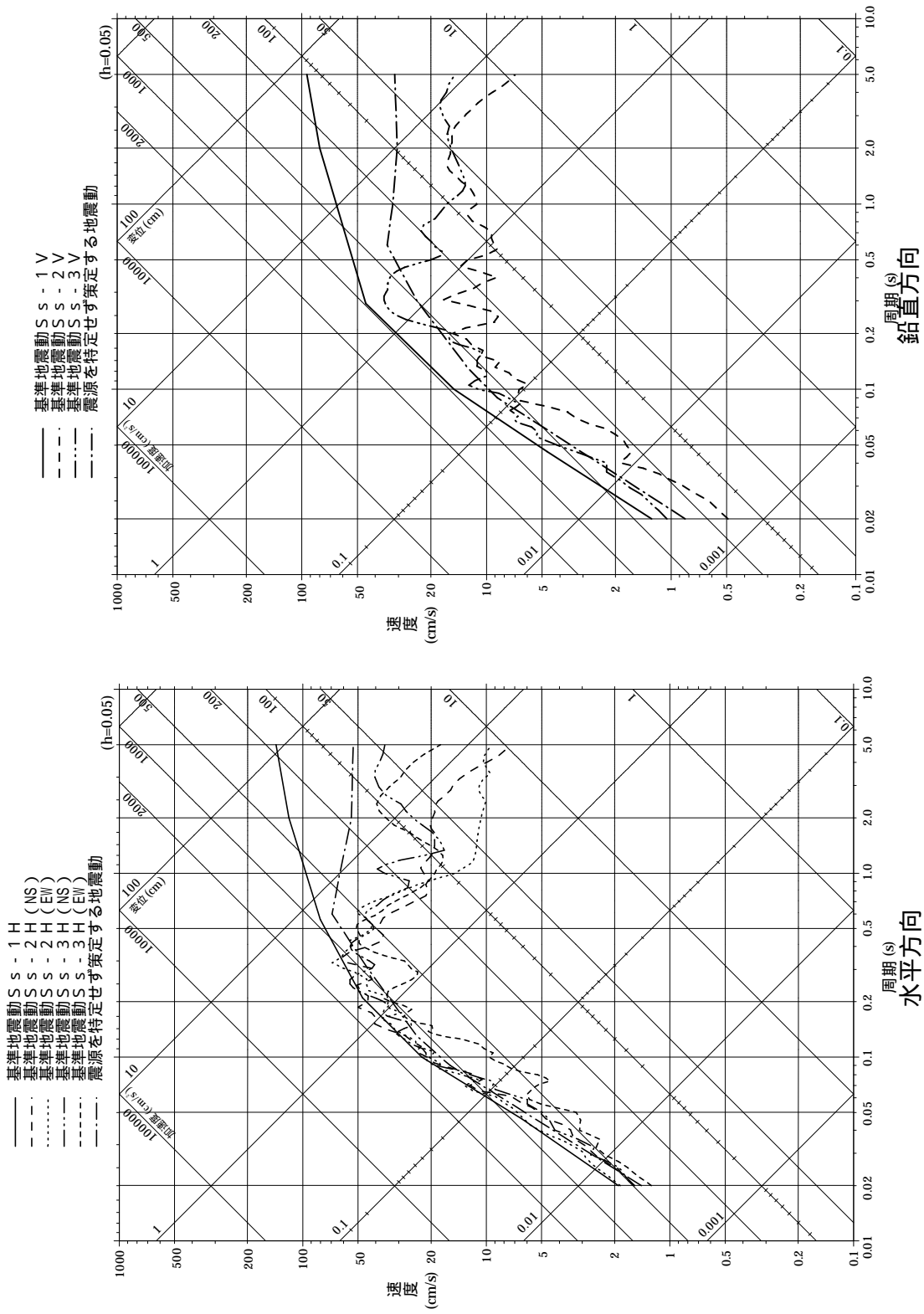
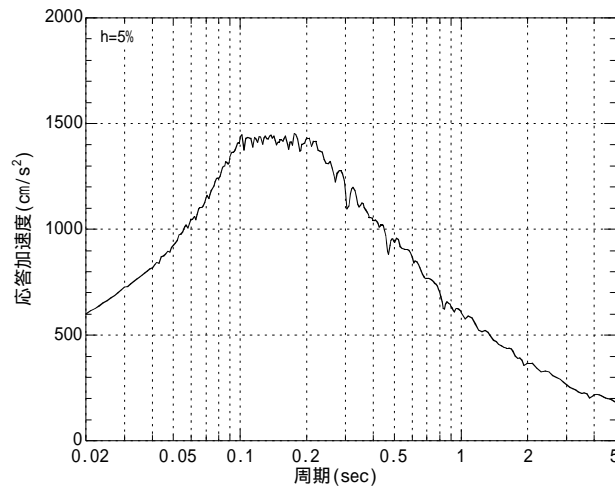
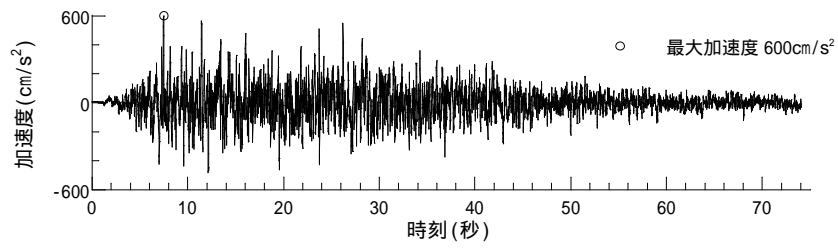
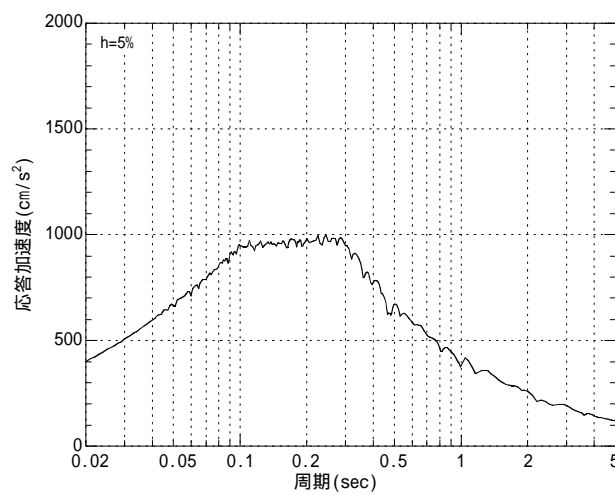
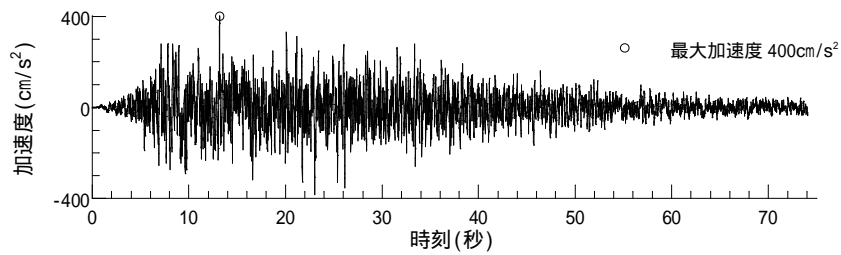


図2 標準地震動 S s - 1 の設計用応答スペクトルならびに標準地震動 S s - 2 , S s - 3 および「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトル

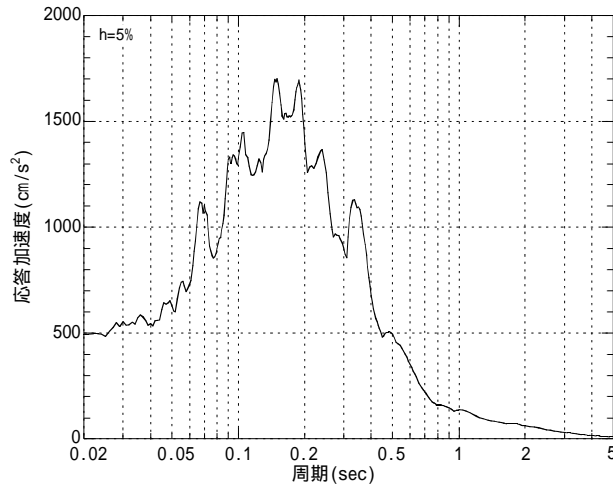
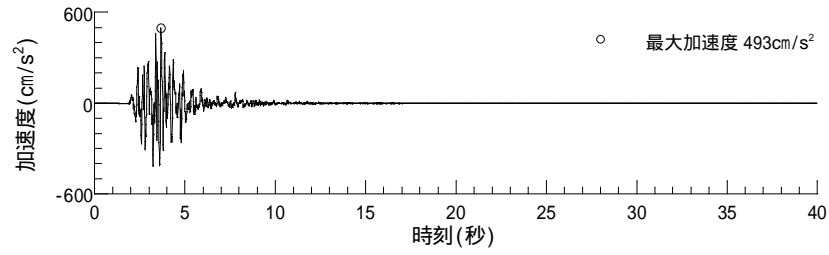


水平方向 : S s - 1 H

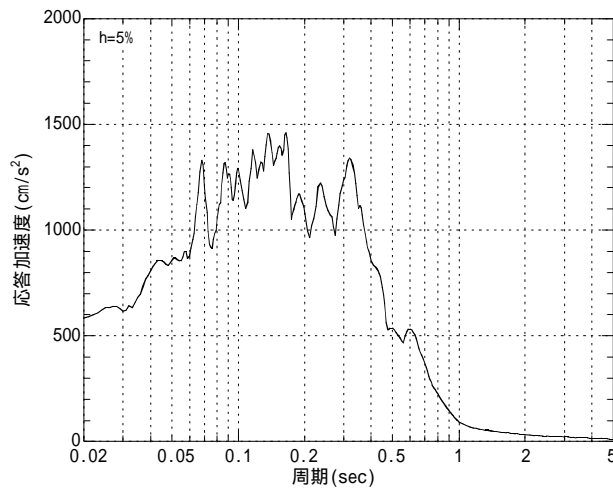
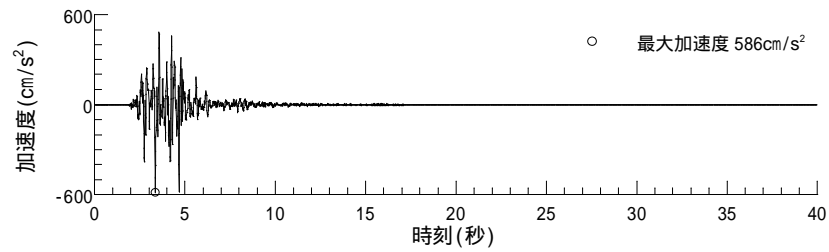


鉛直方向 : S s - 1 V

図3 基準地震動 S s - 1 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル

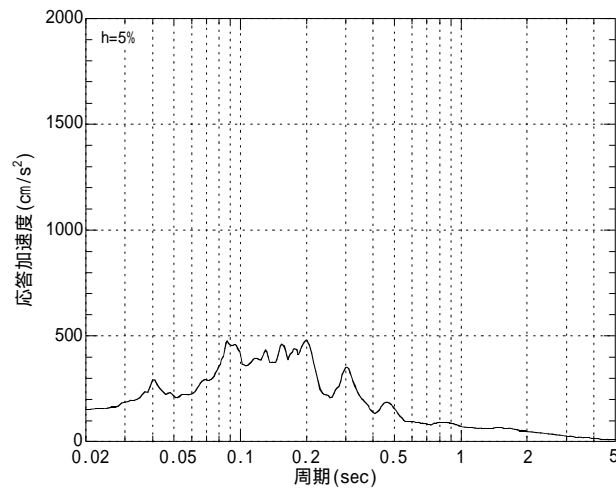
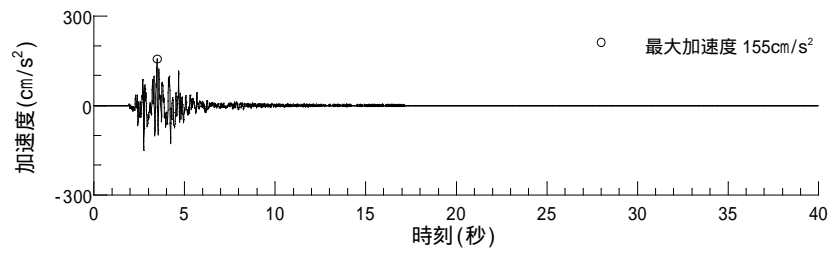


水平方向 (NS方向): S s - 2 H(NS)



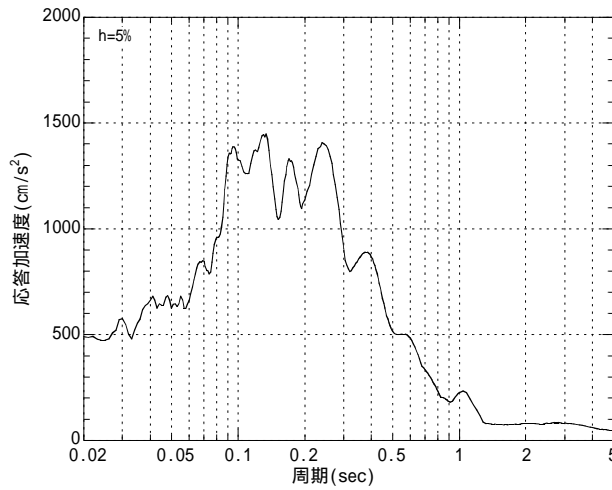
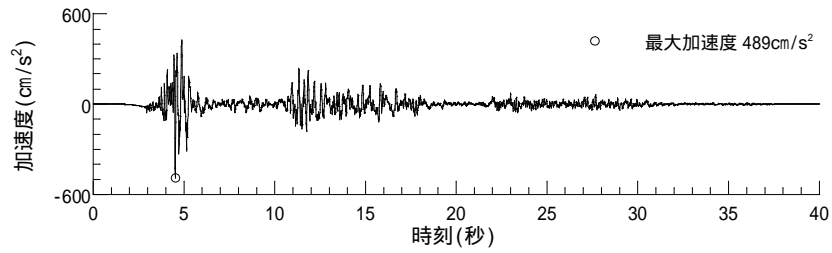
水平方向 (EW方向): S s - 2 H(EW)

図 4 (1) 基準地震動 S s - 2 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル

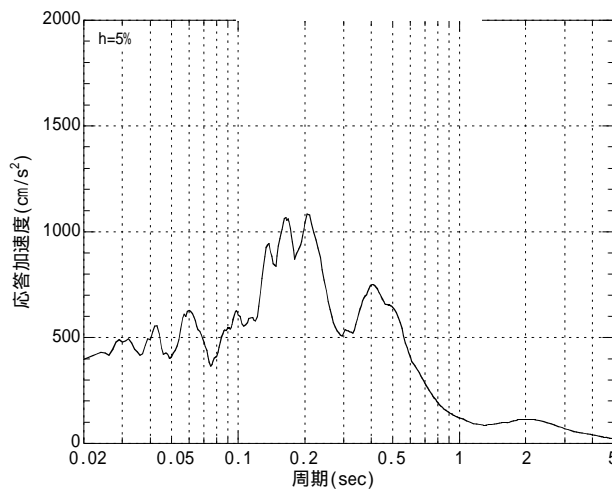
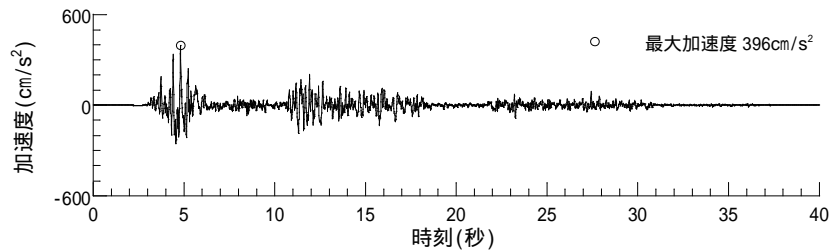


鉛直方向 : S s - 2 V

図 4 (2) 基準地震動 S s - 2 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル

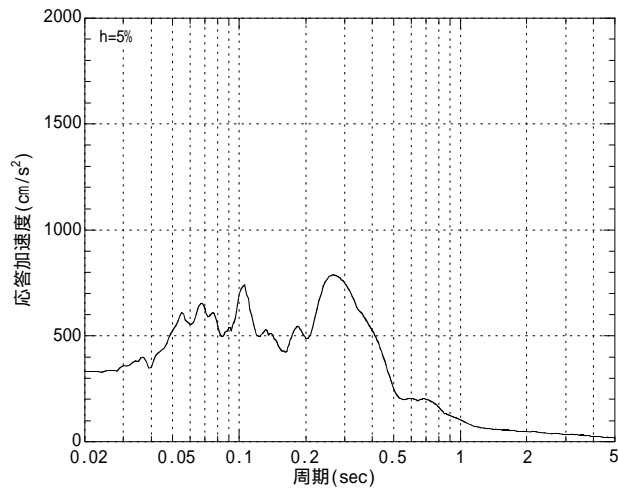
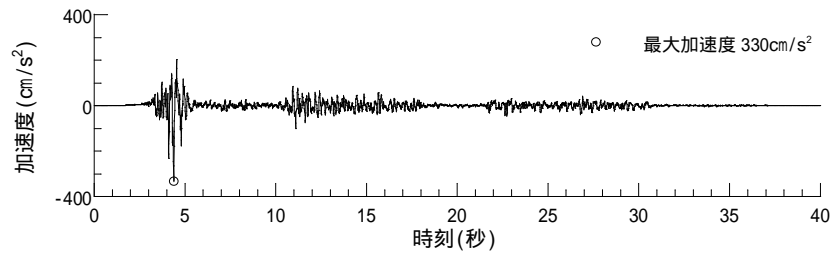


水平方向 (NS方向): S s - 3 H (NS)



水平方向 (EW方向): S s - 3 H (EW)

図 5 (1) 基準地震動 S s - 3 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル



鉛直方向 : S s - 3 V

図 5 (2) 基準地震動 S s - 3 の時刻歴波形と加速度応答スペクトル

評価対象設備の耐震裕度評価について

1. はじめに

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定）を受けて実施している耐震安全性評価（以下、「耐震バックチェック」という。）の結果を踏まえ、評価対象設備について、基準地震動 S_s に対する耐震裕度を評価する。

2. 建物・構築物の耐震裕度評価

2.1 島根2号機原子炉建物の概要

島根2号機原子炉建物は、中央部に地上4階、地下2階建てで平面寸法が53.3m (NS) × 53.8m (EW)の原子炉建物原子炉棟(以下、「原子炉棟」という。)があり、その周囲に地上2階(一部3階)、地下2階の原子炉建物付属棟(以下、「付属棟」という。)を配置した鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造および鉄骨造)の建物である。

原子炉棟と付属棟は、一体構造で同一基礎スラブ上に設置され、本建物の平面寸法は、70.0m (NS) × 89.4m (EW)の矩形を成している。基礎底面からの建物高さは68.2mである。

原子炉建物の概要を図2.1および図2.2に示す。使用材料を表2.1に示す。

原子炉建物の基礎は厚さ6.0mのべた基礎で、岩盤に直接設置している。

原子炉棟の中央部には、原子炉圧力容器を収容している原子炉格納容器があり、これらの周囲は鉄筋コンクリート造の原子炉一次遮へい壁(以下、「ドライウエル外側壁」という。)で囲まれている。

原子炉棟の外壁(以下、「内部ボックス壁」という。)は基礎スラブ上から屋根面まで連続しており、壁厚は地下部分で1.9m~2.3m、地上部分では0.45m~2.3mである。また、付属棟の外壁(以下、「外部ボックス壁」という。)の壁厚は地下部分で1.5m~1.9m、地上部分では0.9m~1.9mである。これらの壁は建物の中心に対してほぼ対称に配置されており、開口部も少なく、建物は全体として非常に剛性の高い構造となっている。建物に加わる地震時の水平力はすべてこれらの耐震壁(ドライウエル外側壁、内部ボックス壁、外部ボックス壁)に負担させている。

：建物寸法は壁外面寸法とする。

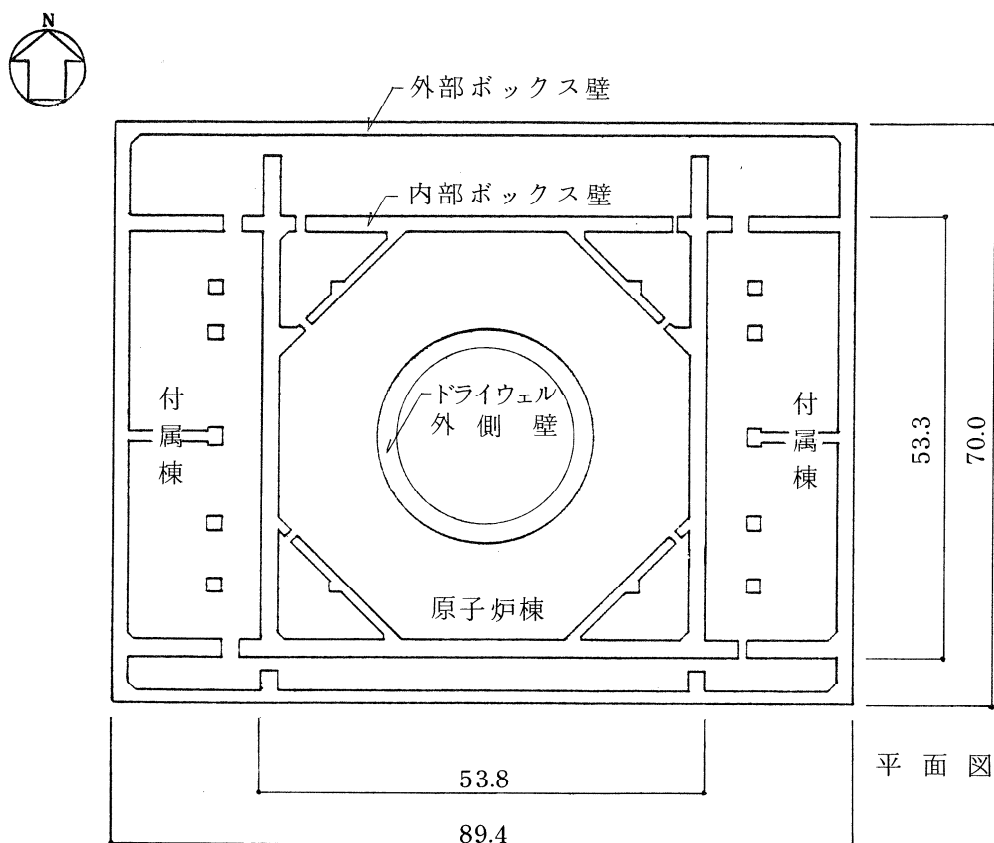
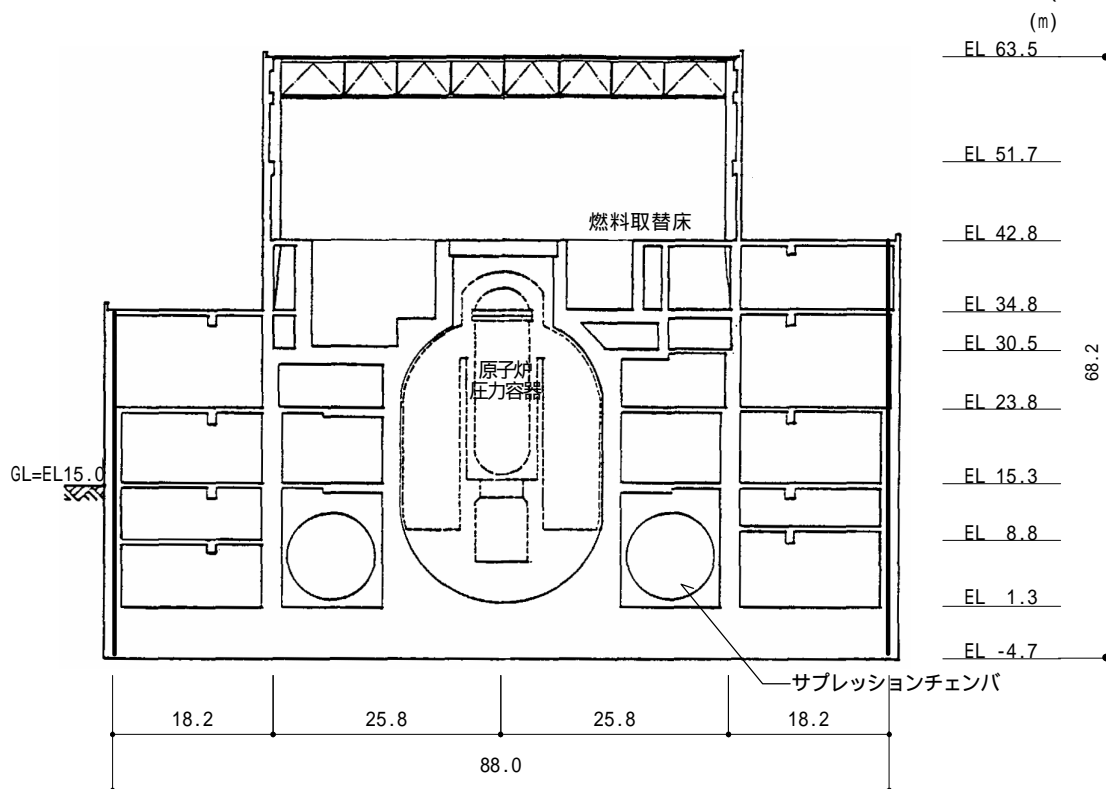
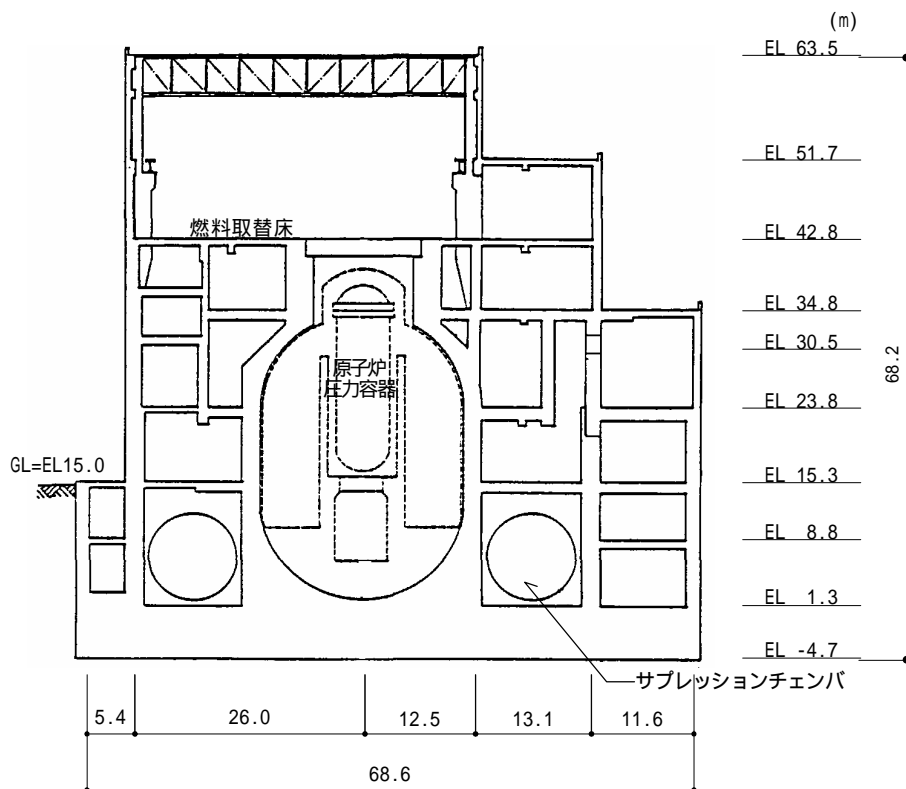


図 2.1 島根 2 号機原子炉建物の概要 (平面図)(EL 1.3m)(単位:m)
:「EL」は東京湾平均海面 (T.P.) を基準としたレベルを示す。



(E W断面)



(N S断面)

図 2.2 島根 2 号機原子炉建物の概要 (断面図) (単位 : m)

表 2.1 島根 2 号機原子炉建物の使用材料

| コンクリート | 設計基準強度 Fc (N/mm ²) | ヤング係数 E (N/mm ²) | せん断 弾性係数 G (N/mm ²) | ポアソン比 | 単位体積重量 (kN/m ³) |
|--------|--|------------------------------------|--|-------|--------------------------------|
| | 23.5 (240 kgf/cm ²) | 2.252 × 10 ⁴ | 0.938 × 10 ⁴ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345 相当 (SD35) | | | | |
| 鋼材 | SS400 , SM400 , SM490 相当 (SS41 , SM41A , SM50A , SM50B) | | | | |

：鉄筋コンクリートの値を示す。

2.2 島根 2 号機原子炉建物地震応答解析モデル

2.2.1 島根 2 号機原子炉建物 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、主要な耐震壁を曲げ・せん断部材に置換し、重量を各階床位置に集中させた多軸多質点系の埋め込みスウェイ・ロッキングモデルとする。

建物と地盤の相互作用は、基礎スラブ底面および建物側面を、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」(以下、「JEAG4601-1991」という。)に基づき、等価な地盤ばね(水平・回転)に置換して評価する。建物底面に付く地盤ばねは、振動アドミッタンス理論により求めた振動数依存の複素ばねを、剛性は 0 Hz での実部の値(静的ばね値)で、減衰係数は建物 - 地盤連成系の一次固有振動数での虚部の値と原点とを結ぶ直線の傾きで、それぞれ近似する。

建物の地盤への埋込効果は、建物周辺地盤を軸対称 F E Mモデルに置換して評価し、振動数依存の複素ばねを、剛性は 0 Hz での実部の値(静的ばね値)で、減衰係数は建物 - 地盤連成系の一次固有振動数での虚部の値と原点とを結ぶ直線の傾きで、それぞれ近似する。

建物の減衰はモード減衰とし、各次のモード減衰定数は建物のひずみエネルギーに比例した値として算定する。建物の鉄筋コンクリート部分については減衰定数を 5%とする。

建物の非線形特性については、「JEAG4601-1991」に基づき、せん断および曲げに対して、上部構造の鉄筋コンクリート部材の弾塑性を考慮した復元力特性を考慮する。地盤ばねの非線形特性については、基礎の浮上りによる底面回転ばねの幾何学的非線形を考慮する。

地震応答解析モデルは 2 方向(N S 方向, E W 方向)とし、それぞれ基準地震動 S_s (水平動)から建物周辺地盤の状況を適切に考慮した二次元有限要素モデルにより求めた入力地震動を入力して解析する。地震応答解析モデル(水平方向)を図 2.3 に示す。

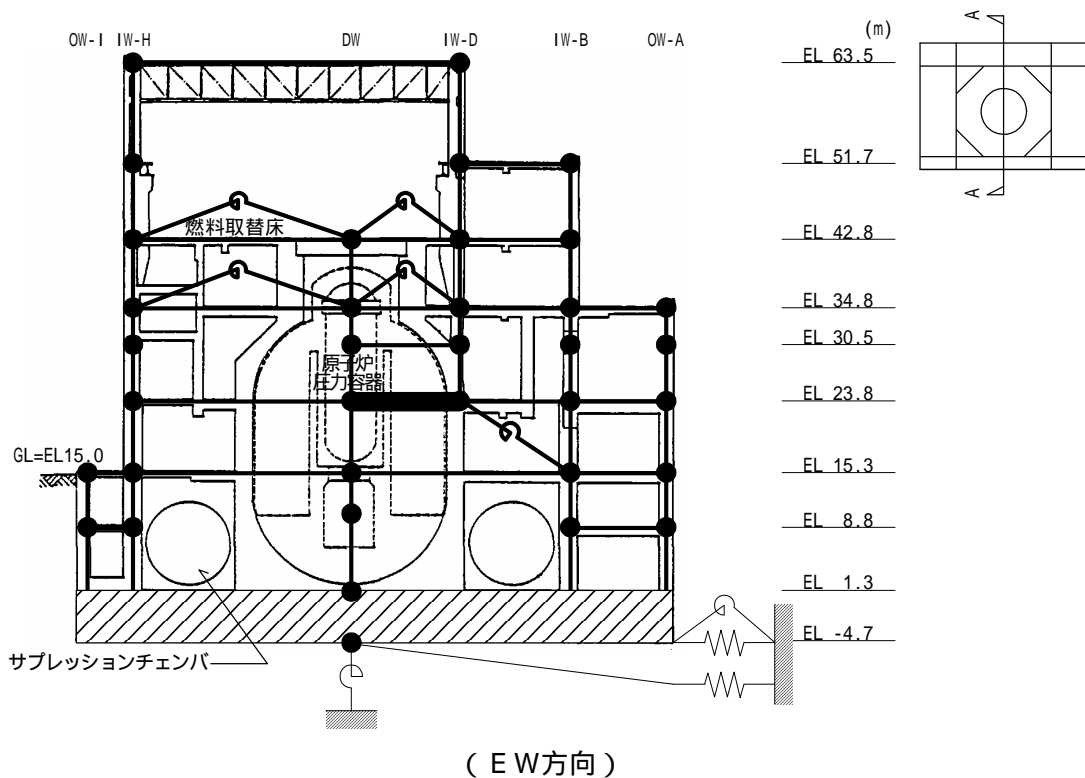
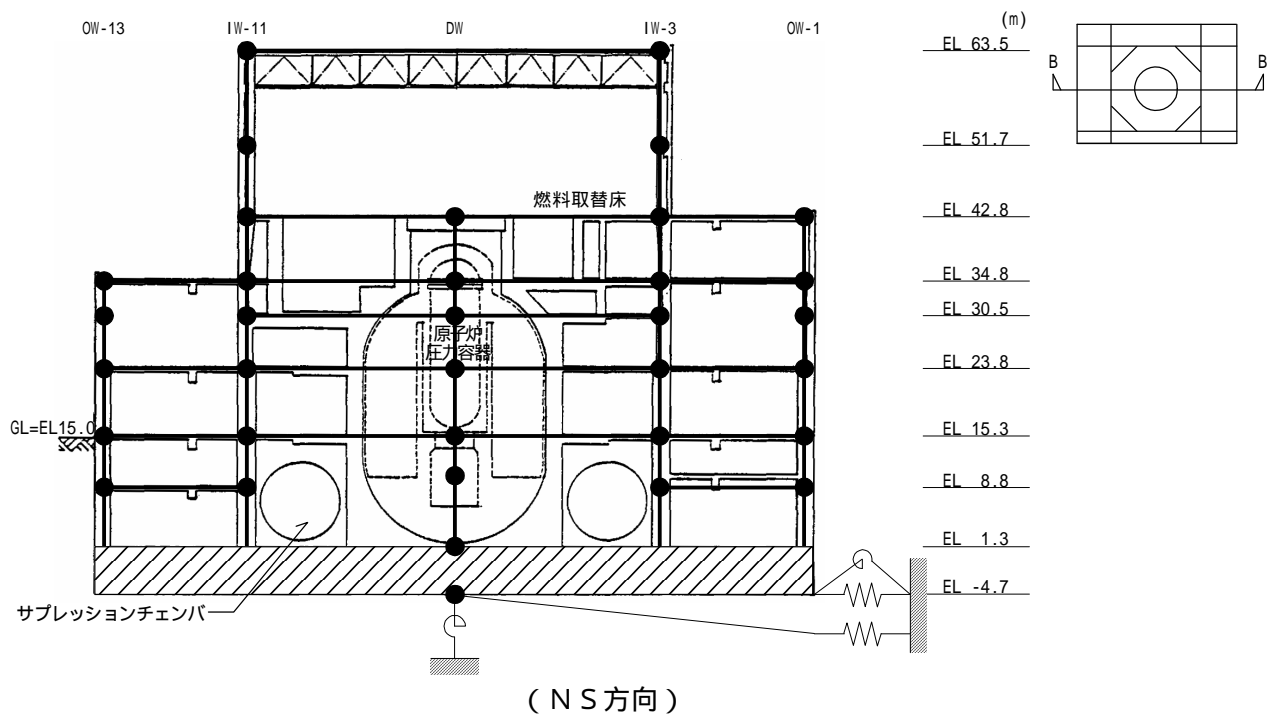


図 2.3 島根 2 号機原子炉建物の地震応答解析モデル (水平方向)

2.2.2 島根2号機原子炉建物 鉛直方向の地震応答解析モデル

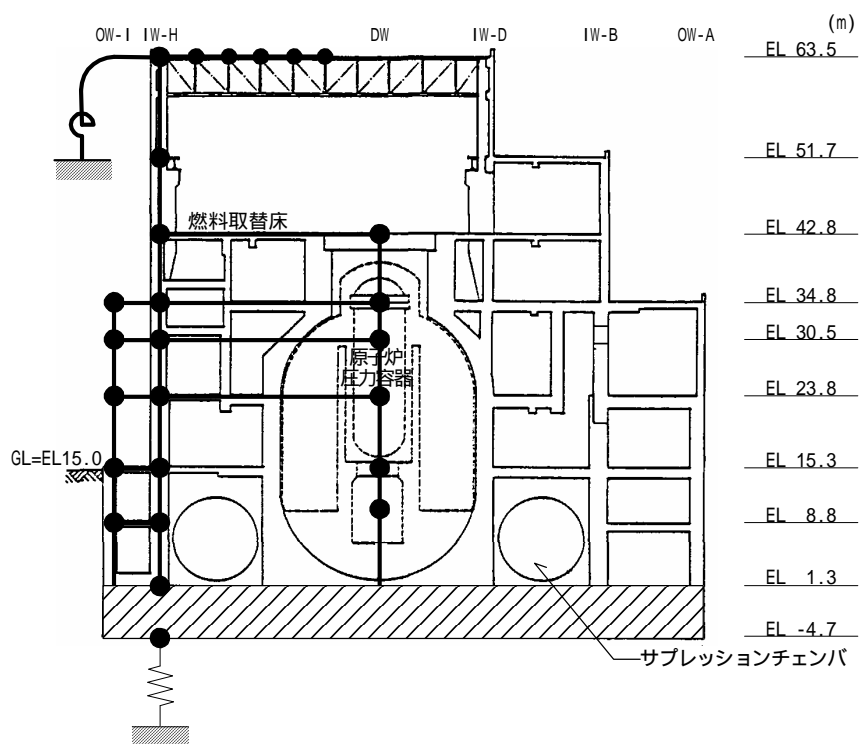
鉛直方向の地震応答解析モデルは、建物下方の地盤を等価な鉛直ばねで表し、建物部分を各耐震壁の軸剛性を評価した軸ばねとせん断剛性を評価したせん断ばねにより各質点を連結した3軸多質点系モデルとする。屋根トラスは、NS方向7列を集約した曲げ変形とせん断変形する多質点系曲げせん断梁モデルとし、トラス端部の鉄骨鉄筋コンクリート造の柱による回転拘束を考慮する。

建物底面に付く地盤ばね(鉛直)は、水平方向と同様に、振動アドミタンス理論により求めた振動数依存の複素ばねを、剛性は0 Hzでの実部の値(静的ばね値)で、減衰係数は建物-地盤連成系の一次固有振動数での虚部の値と原点とを結ぶ直線の傾きで、それぞれ近似する。

建物の減衰はモード減衰とし、各次のモード減衰定数は建物のひずみエネルギーに比例した値として算定する。建物の鉄筋コンクリート部分については減衰定数を5%、鉄骨部分については2%とする。

地震応答解析は、基準地震動 S_s (鉛直動)から建物直下地盤を水平成層にモデル化した実地盤モデルを用いた一次元波動論により求めた入力地震動を入力して解析する。

地震応答解析モデル(鉛直方向)を図2.4に示す。



(鉛直方向)

図 2.4 島根 2 号機原子炉建物の地震応答解析モデル (鉛直方向)

2.3 評価基準値

評価基準値については、「JEAG4601-1991」に基づき、鉄筋コンクリート造耐震壁の終局点のせん断ひずみ度である 4.0×10^{-3} とする。

3. 機器・配管系の耐震裕度評価

3.1 評価概要

機器・配管系について、構造強度評価を行い、耐震裕度を評価する。また、ポンプ、弁等の地震時に動的機能が要求される機器については、動的機能維持評価を行い、当該機器の耐震裕度を評価する。ただし、基準地震動 S_s 相当以下で損傷・機能喪失すると考えられる耐震 B, C クラスの設備については、耐震裕度の評価は行わない。

耐震裕度評価は、耐震バックチェックの評価結果を用いることを基本とし、同一仕様・同一設計の複数の設備が存在する場合は、代表設備について評価する。また、配管系のように類似設備が多数存在する場合は、仕様および使用条件等の観点から耐震裕度評価上適切にグループ化し、その代表設備について評価する。

構造強度評価は、当該設備の安全機能の保持を確認する観点から耐震構造上重要な評価部位を耐震バックチェック等の既往評価を参考に選定し、地震力による一次応力評価を基本に行う。

動的機能維持評価は、地震時に動的機能が要求される機器を選定し、選定した機器の応答加速度と機能確認済加速度との比較を基本に行う。

耐震裕度評価においては、規格基準類に準拠した耐震バックチェックの評価結果を用いることを基本とするが、裕度が比較的小さい設備については、より設備の実力を反映する観点で耐震バックチェックから踏み込んだ評価方法を適用する。

3.2 地震応答解析

機器・配管系の地震応答解析モデルは、その振動特性に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価等に用いる地震荷重を適切に算定できるものを使用する。また、解析モデルは既往評価で用いられたもののほか、有限要素法等実績がある手法による解析モデルを使用する。モデル化にあたって使用する物性値等については、既往評価で用いられたもののほか、施設運用上の管理値や実測値等を考慮して設定する。

3.2.1 大型機器の地震応答解析

原子炉建物内の大型機器（原子炉格納容器（以下、「PCV」という。）、原子炉圧力容器（以下、「RPV」という。）および炉内構造物等）は、大規模構造物でしかも建物から各点で支持されているため、建物からの各入力をより厳密に評価することを目的とし、地盤・建物と連成した解析モデルにより基準地震動 S_s による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。

解析は水平方向（NSおよびEWの両方向）および鉛直方向について実施する。

地震応答解析モデルは、以下に示す原子炉格納容器・原子炉圧力容器地震応答解析モデルと原子炉本体地震応答解析モデルがある。なお、本書では、水平方向についてはNS方向の地震応答解析モデルを例に示す。

(1) 原子炉格納容器・原子炉圧力容器地震応答解析モデル

原子炉格納容器・原子炉圧力容器地震応答解析モデルは、PCV、RPV、ガンマ線しゃへい壁およびRPV基礎等の地震荷重を算定する解析モデルである。

水平方向の解析モデルは、多質点系でモデル化し、それぞれの質点間を等価な曲げ、せん断剛性を有する無質量のはり、またはばねにより結合する。

鉛直方向の解析モデルは、多質点系でモデル化し、それぞれの質点間を等価な軸剛性（圧縮、引張りに対する剛性）を有するばねにより結合する。

水平方向の解析モデルを図 3.1 に、鉛直方向の解析モデルを図 3.2 に示す。

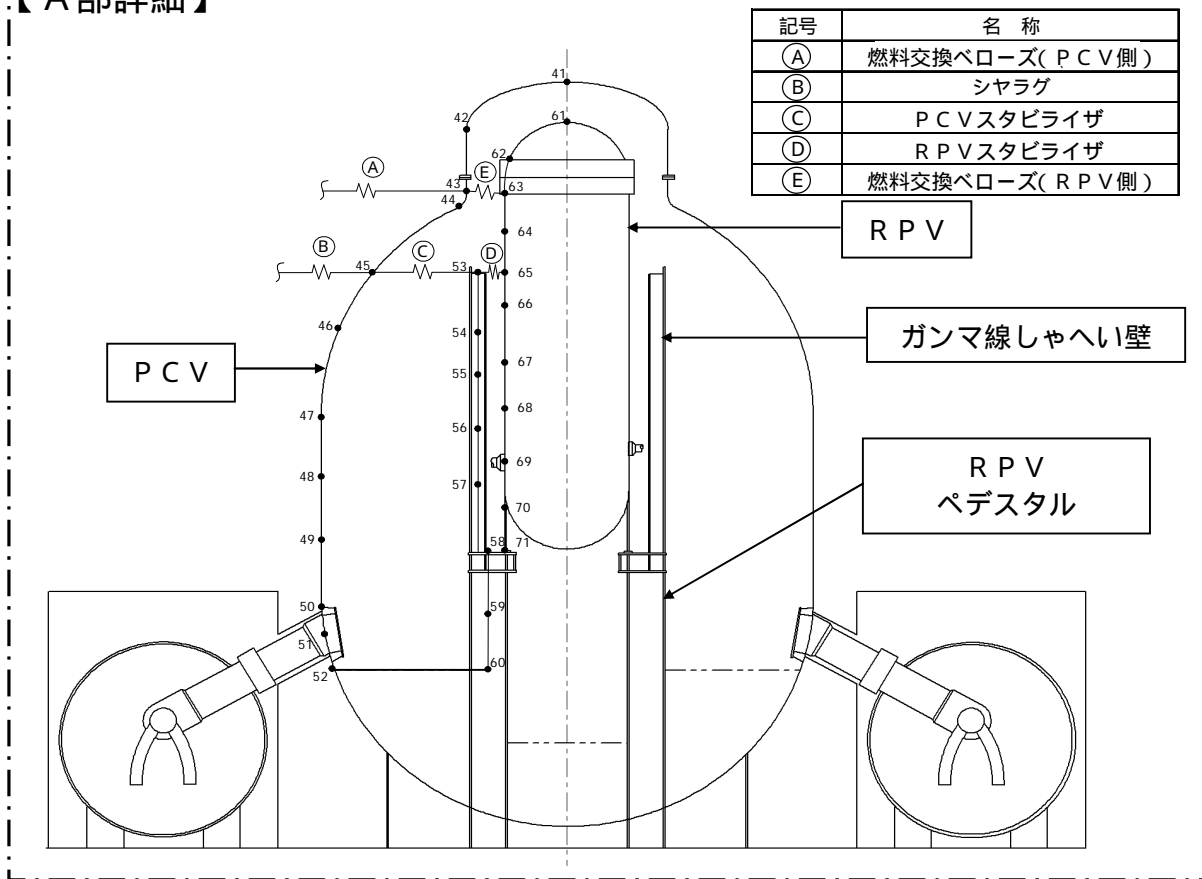
(2) 原子炉本体地震応答解析モデル

原子炉本体地震応答解析モデルは、RPV内の気水分離器、燃料集合体、炉心シュラウドおよび制御棒案内管等の地震荷重を算定する解析モデルである。

モデル化の考え方は、原子炉格納容器・原子炉圧力容器地震応答解析モデルと同様である。

水平方向の解析モデルを図 3.3 に、鉛直方向の解析モデルを図 3.4 に示す。

【A部詳細】



S2 添 5.1-3 R0

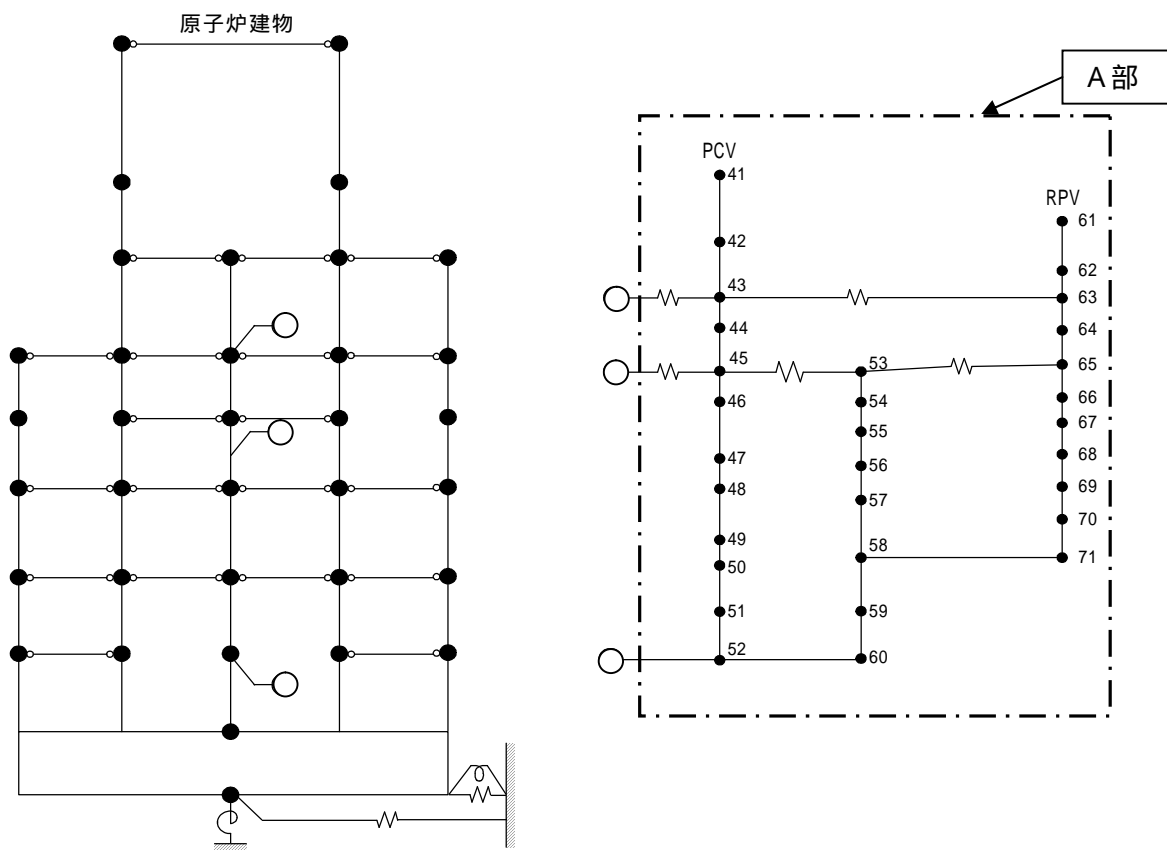
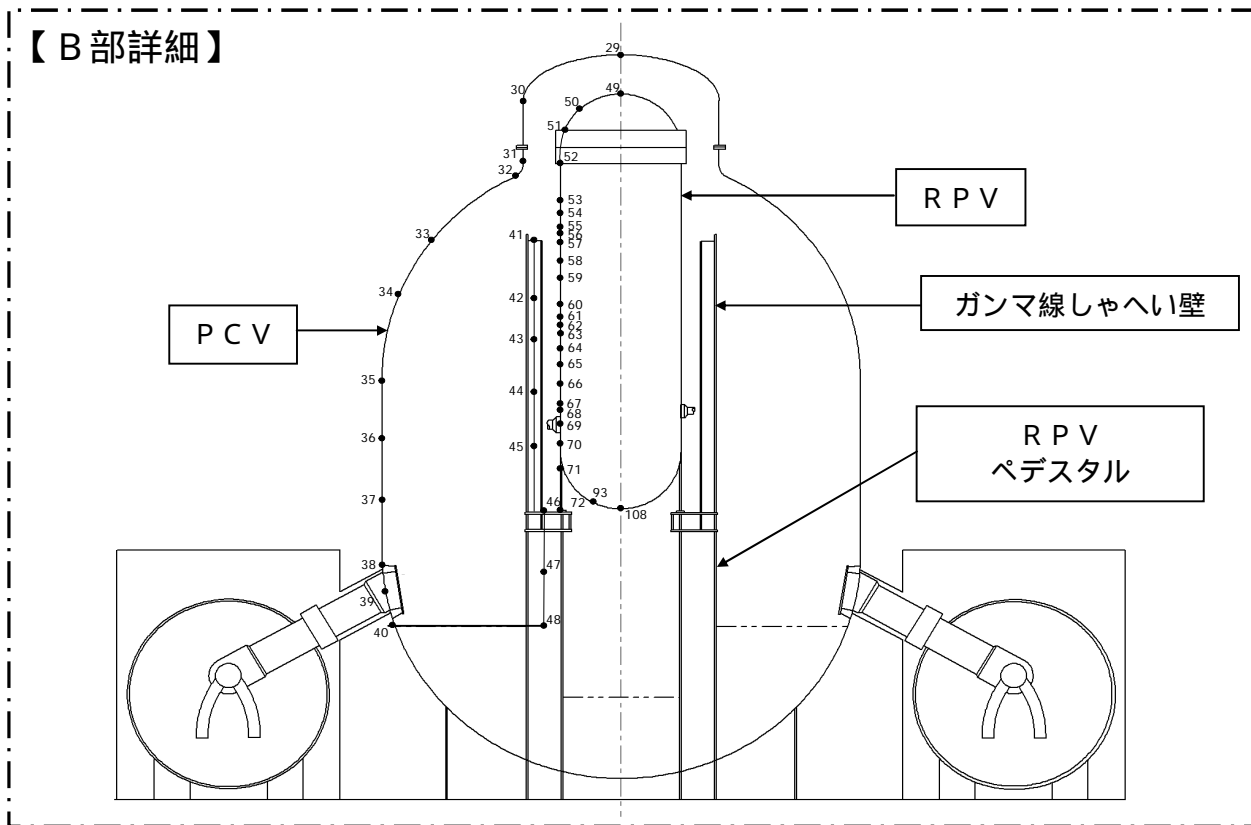


図 3.1 原子炉格納容器・原子炉压力容器地震応答解析モデル(水平方向(N S))



S2 添 5.1-3 R0

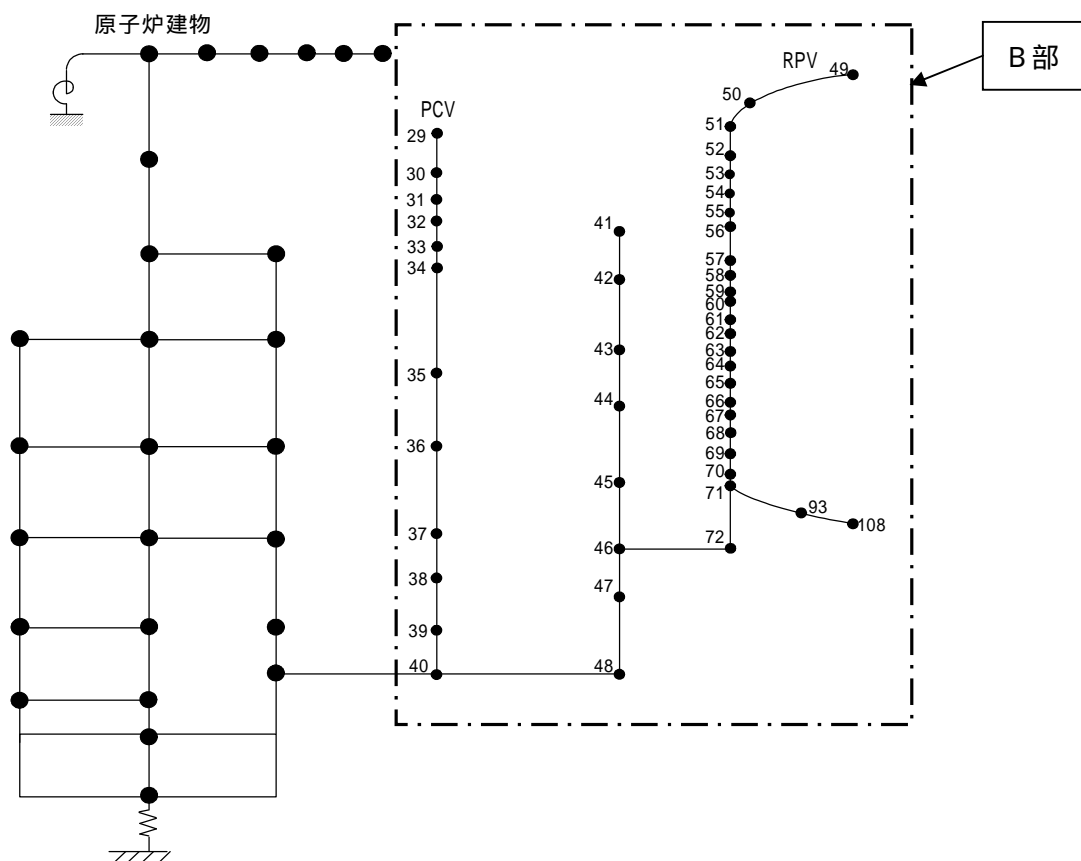


図 3.2 原子炉格納容器・原子炉圧力容器地震応答解析モデル（鉛直方向）

【C部詳細】

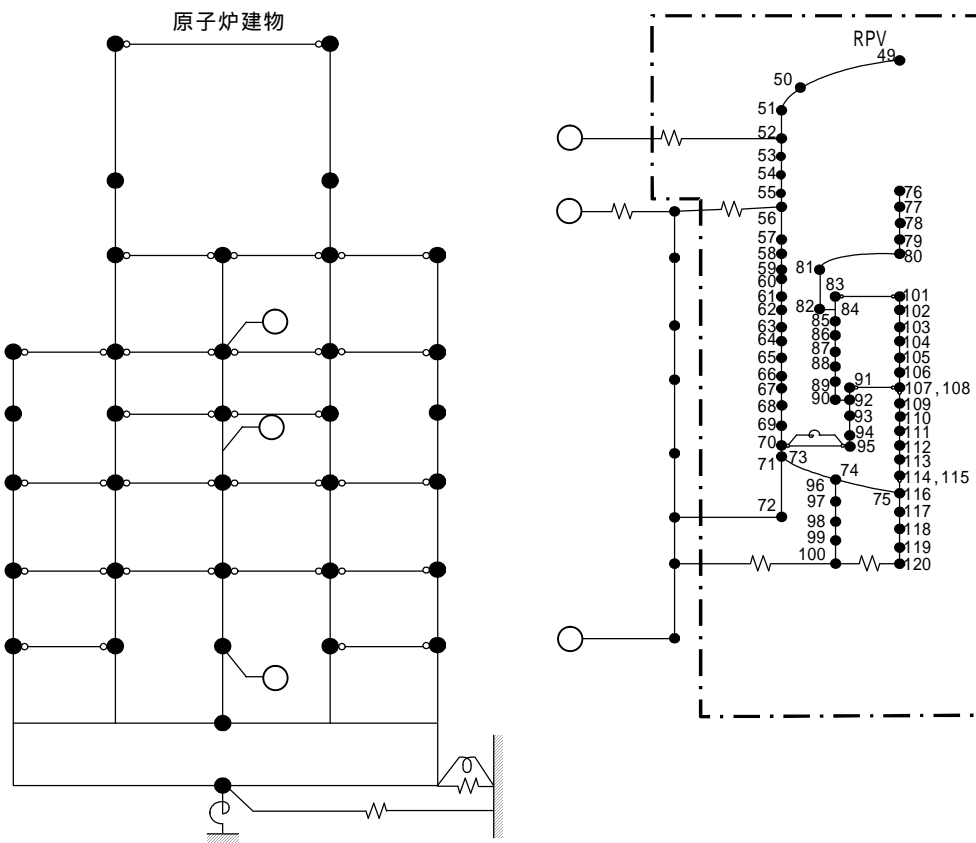
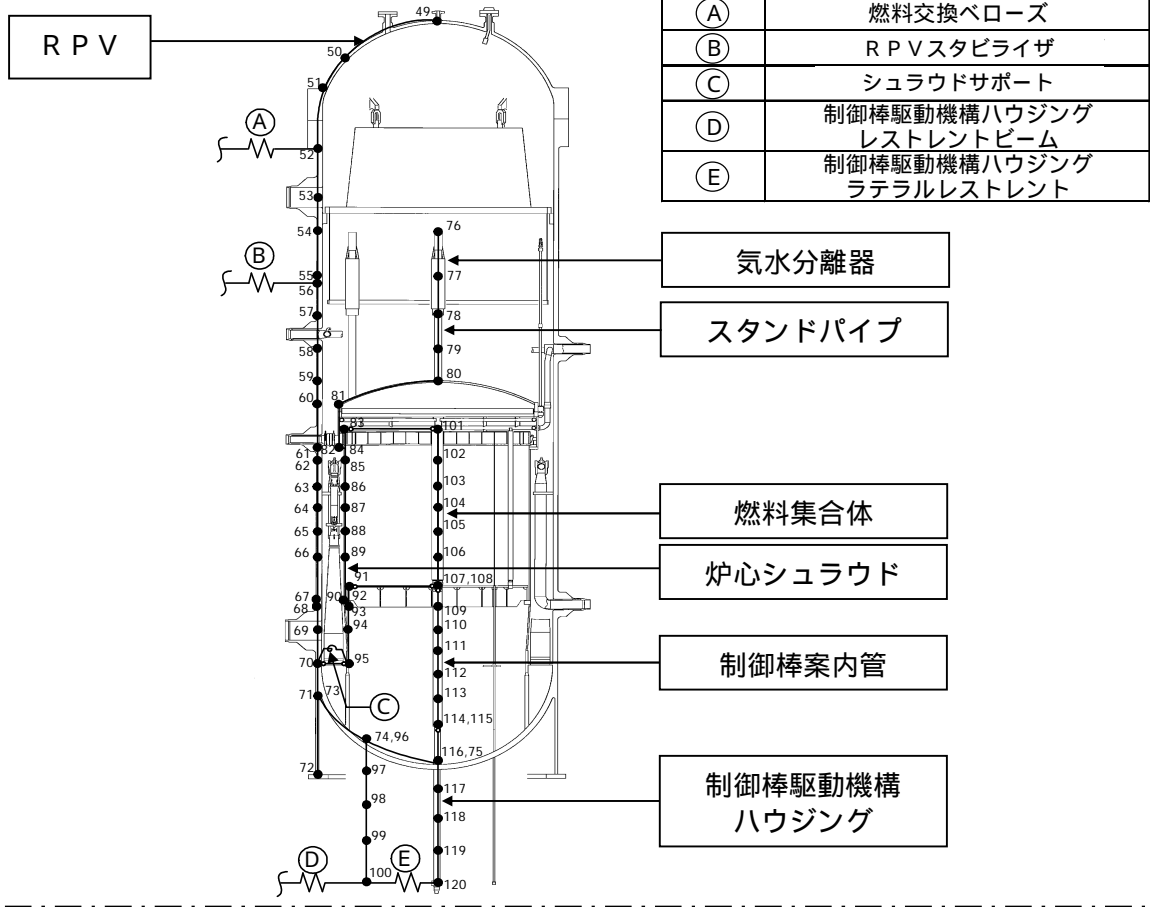
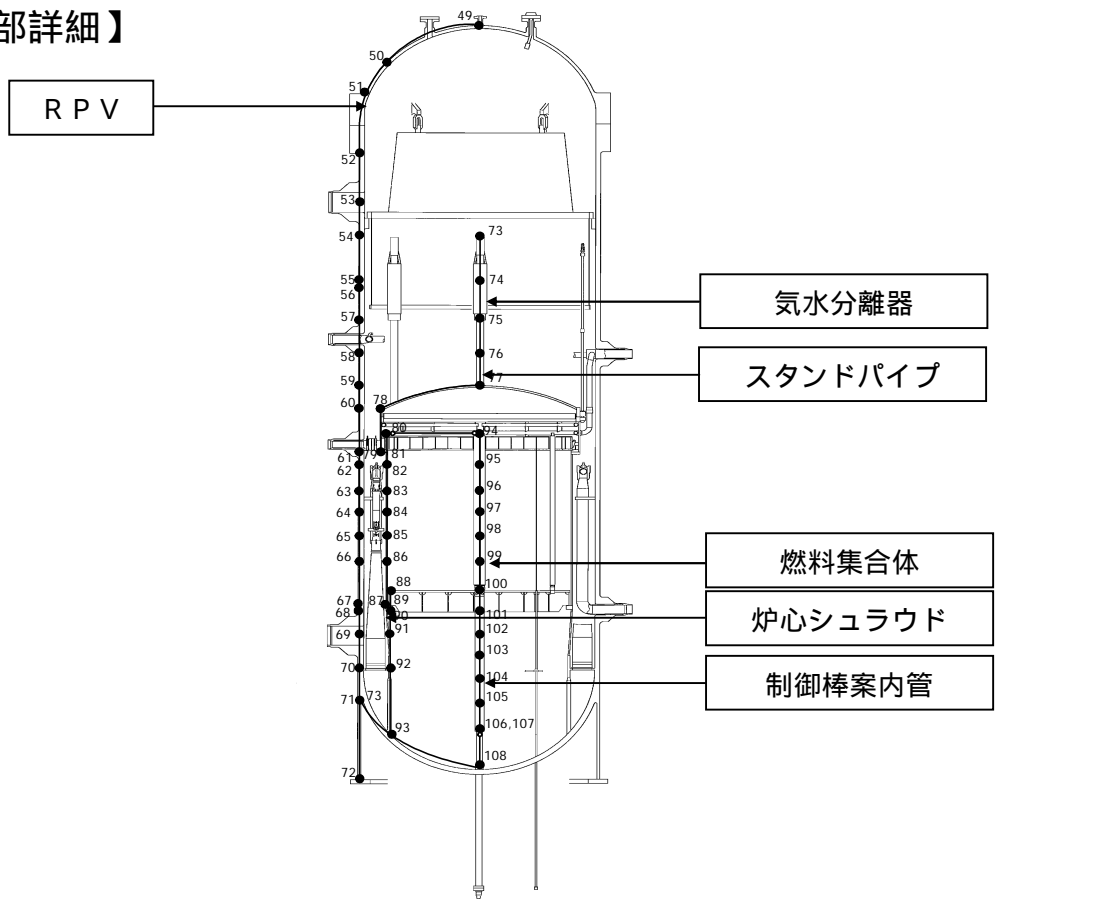


図 3.3 原子炉本体地震応答解析モデル (水平方向 (NS))

【D部詳細】



原子炉建物

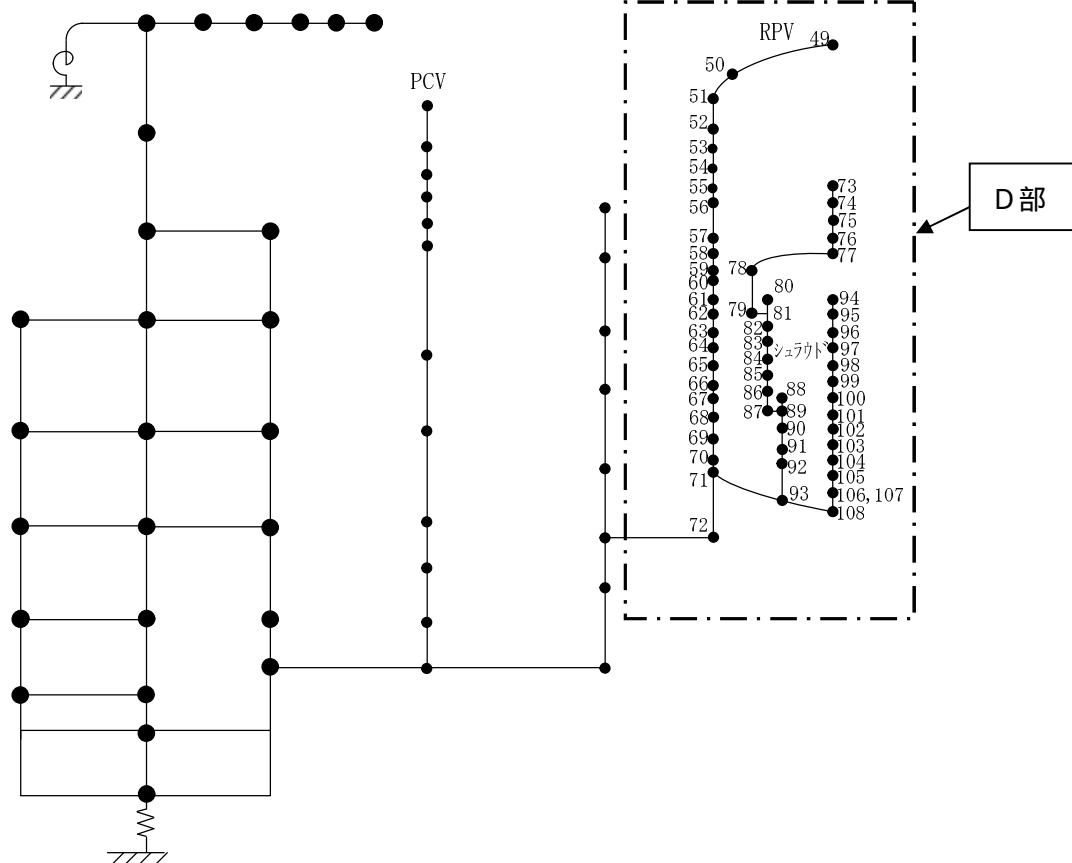


図 3.4 原子炉本体地震応答解析モデル (鉛直方向)

3.2.2 床応答スペクトル

床応答スペクトルは、建物・構築物、大型機器の基準地震動 S_s による地震応答解析で得られた床応答時刻歴を用いて水平方向および鉛直方向について算出する。

床応答スペクトルの算定にあたっては、地盤や建物の物性等のばらつきが床応答に与える影響を考慮し、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を参考に周期軸方向に $\pm 10\%$ 拡幅する。

3.2.3 減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数を表 3.1 に示す。

水平方向の減衰定数は、「JEAG4601-1991」に規定された値を基本とし、試験等で妥当性が確認された値も評価に用いる。

鉛直方向の減衰定数は、基本的に水平方向と同様とするが、鉛直地震動に対して剛体挙動する設備は 1.0% とする。

表 3.1 機器・配管系の減衰定数

| 対象設備 | 減衰定数 (%) | |
|---------------|-----------|-----------|
| | 水平方向 | 鉛直方向 |
| 溶接構造物 | 1.0 | 1.0 |
| ボルトおよびリベット構造物 | 2.0 | 2.0 |
| ポンプ・ファン等の機械装置 | 1.0 | 1.0 |
| 電気盤 | 4.0 | 1.0 |
| 燃料集合体 | 7.0 | 1.0 |
| 制御棒駆動装置 | 3.5 | 1.0 |
| 配管系 | 0.5 ~ 3.0 | 0.5 ~ 3.0 |
| 燃料取替機 | 2.0 | 1.5 , 2.0 |
| 原子炉建物天井クレーン | 2.0 | 2.0 |

3.3 評価基準

(1) 構造強度の評価基準

構造強度の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984 , JEAG4601-1987 , JEAG4601-1991 追補版」および「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 , JSME S NC1-2007 追補版」などの規格基準で規定されている値 , もしくは試験等で妥当性が確認された値を用いることを基本とするが , より設備の実力を忠実に反映する観点で , 設計引張強さ (S_u) 等 , 規格基準で規定されている以外の評価基準値も適用する。

規格基準で規定されている以外の評価基準値を適用した設備を表 3.2 に示す。

表 3.2 規格基準で規定されている以外の評価基準値を適用した設備 (1 / 2)

| 設備名 | 評価基準値 |
|---------------|---|
| 原子炉再循環系配管 | 【規格基準に基づく評価基準値】 $\min (3S_m , 2S_y) = 260\text{MPa}$ 【本評価に適用した評価基準値】 $S_u = 427\text{MPa}$ |
| 原子炉圧力容器スタビライザ | 【規格基準に基づく評価基準値】 $1.5 \times \min (1.2S_y , 0.7S_u) / 2 = 440\text{MPa}$ 【本評価に適用した評価基準値】 $1.5 \times S_u / 2 = 629\text{MPa}$ |
| ガンマ線しゃへい壁 | 【規格基準に基づく評価基準値】 $1.5 \times F / 1.5 = 215\text{MPa}$ 【本評価に適用した評価基準値】 $1.5 \times S_u / 1.5 = 400\text{MPa}$ |
| サプレッションチェンバ | 【規格基準に基づく評価基準値】 $1.5 \times \min (1.2S_y , 0.7S_u) / 1.5 = 285\text{MPa}$ 【本評価に適用した評価基準値】 $1.5 \times S_u / 1.5 = 430\text{MPa}$ |
| 残留熱除去系熱交換器 | 【規格基準に基づく評価基準値】 $f_{to} = 1.5 \times \min (1.2S_y , 0.7S_u) / 2 = 455\text{MPa}$ $f_{ts} = \min [(1.4f_{to} - 1.6 b) , f_{to}] = 430\text{MPa}$ 【本評価に適用した評価基準値】 $f_{to} = 1.5 \times S_u / 2 = 651\text{MPa}$ $f_{ts} = \min [(1.4f_{to} - 1.6 b) , f_{to}] = 651\text{MPa}$ |
| 燃料貯蔵タンク | 【規格基準に基づく評価基準値】 $f_{to} = 1.5 \times \min (1.2S_y , 0.7S_u) / 2 = 193\text{MPa}$ $f_{ts} = \min [(1.4f_{to} - 1.6 b) , f_{to}] = 139\text{MPa}$ 【本評価に適用した評価基準値】 $f_{to} = 1.5 \times S_u / 2 = 300\text{MPa}$ $f_{ts} = \min [(1.4f_{to} - 1.6 b) , f_{to}] = 288\text{MPa}$ |
| 燃料移送配管 | 【規格基準に基づく評価基準値】 $0.9S_u = 369\text{MPa}$ 【本評価に適用した評価基準値】 $S_u = 410\text{MPa}$ |

表 3.2 規格基準で規定されている以外の評価基準値を適用した設備 (2 / 2)

| 設備名 | 評価基準値 |
|------------------|---|
| 原子炉補機冷却系サージタンク | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $f_{to}=1.5 \times \min (1.2S_y, 0.7S_u) / 2=207\text{MPa}$ $f_{ts}=\min [(1.4f_{to}-1.6 b), f_{to}] =205\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $f_{to}=1.5 \times S_u/2=295\text{MPa}$ $f_{ts}=\min [(1.4f_{to}-1.6 b), f_{to}] =295\text{MPa}$</p> |
| 原子炉補機冷却系配管 | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $0.9S_u=339\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $S_u=377\text{MPa}$</p> |
| 原子炉補機海水系配管 | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $0.9S_u=360\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $S_u=400\text{MPa}$</p> |
| 高圧炉心スプレイ系燃料貯蔵タンク | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $f_{to}=1.5 \times \min (1.2S_y, 0.7S_u) / 2=193\text{MPa}$ $f_{ts}=\min [(1.4f_{to}-1.6 b), f_{to}] =139\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $f_{to}=1.5 \times S_u/2=300\text{MPa}$ $f_{ts}=\min [(1.4f_{to}-1.6 b), f_{to}] =288\text{MPa}$</p> |
| 高圧炉心スプレイ系燃料移送配管 | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $0.9S_u=369\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $S_u=410\text{MPa}$</p> |
| 使用済燃料貯蔵ラック | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $f_{to}=1.5 \times \min (1.35S_y, 0.7S_u, 1.2S_y (RT)) / 2=184\text{MPa}$ $f_{ts}=\min [(1.4f_{to}-1.6 b), f_{to}] =174\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $f_{to}=1.5 \times S_u/2=375\text{MPa}$ $f_{ts}=\min [(1.4f_{to}-1.6 b), f_{to}] =375\text{MPa}$</p> |
| 燃料取替機 | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $1.5 \times \min (1.2S_y, 0.7S_u) / 1.5 =366\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $1.5 \times S_u/1.5 =523\text{MPa}$</p> |
| 原子炉建物天井クレーン | <p>【規格基準に基づく評価基準値】 $1.5 \times \min (1.2S_y, 0.7S_u) / 1.5=280\text{MPa}$</p> <p>【本評価に適用した評価基準値】 $1.5 \times S_u/1.5=400\text{MPa}$</p> |

(2) 動的機能維持の評価基準

動的機能維持の評価基準値は、「JEAG4601-1991」に規定された値を基本とし、試験等で妥当性が確認された値も用いる。

機能確認済加速度を表 3.3 に、制御棒の地震時挿入性評価に用いる機能確認済相対変位を表 3.4 に示す。

また、詳細評価における構造強度の評価基準値は、「JEAG4601-1991」等による。また、部位ごとの動的機能維持の評価基準値は、個別に試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

表 3.3 機能確認済加速度 (1 / 2)

| 種別 | 機種 | 加速度 確認部位 | 機能確認済加速度 | |
|----------------------|-------------------------|-------------|-----------------------|-----------------------|
| | | | 水平方向(G ¹) | 鉛直方向(G ¹) |
| 立形ポンプ | ピットバレル形ポンプ | コラム先端部 | 10.0 | 1.6 ² |
| | 立形斜流ポンプ | | | |
| 横形ポンプ | 横形単段遠心式ポンプ | 軸位置 | 3.2 (軸直角方向) | 1.0 |
| | 横形多段遠心式ポンプ | | 1.4 (軸方向) | |
| ポンプ駆動用 タービン | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン | 重心位置 | 2.4 | 1.0 |
| 電動機 | 横形ころがり軸受電動機 | 軸受部 | 4.7 | 2.0 ³ |
| | 立形ころがり軸受電動機 | | 2.5 | |
| 冷凍機 | スクリー式冷凍機 | 圧縮機部 | 2.25 | 1.0 |
| 非常用 ディーゼル 発電機 | 中速形ディーゼル機関 | 機関重心位置 | 1.1 | 1.0 |
| | | ガバナ取付位置 | 1.8 | |
| 弁 (一般弁およ び特殊弁) | 一般弁 | 駆動部 | 6.0 | 6.0 |
| | 主蒸気隔離弁 | | 10.0 | 6.2 |
| | 主蒸気逃がし安全弁 | | 9.6 | 6.1 |
| | 制御棒駆動系スクラム弁 | | 6.0 | 6.0 |

表 3.3 機能確認済加速度 (2 / 2)

| 種別 | 機種 | 加速度 確認部位 | 機能確認済加速度 | |
|-------|--------------|-------------|-----------------------|-----------------------|
| | | | 水平方向(G ¹) | 鉛直方向(G ¹) |
| 電気計装品 | 制御盤 | 据付位置 | 5.69 ⁴ | 1.8 ³ |
| | 計装ラック | | 5.69 ⁴ | 2.0 ³ |
| | 計装用無停電交流電源装置 | | 3.0 ³ | 3.0 ³ |
| | メタクラ | | 2.04 ⁴ | 2.0 ³ |
| | ロードセンタ | | 2.82 ⁴ | 2.0 ³ |
| | コントロールセンタ | | 4.93 ⁴ | 3.0 ³ |
| | 直流盤 | | 5.0 ³ | 3.1 ³ |
| | 充電器盤 | | 3.0 ³ | 1.6 ³ |
| | 230V 充電器盤 | | 1.68 ³ | 1.5 ³ |
| | HPCS 充電器盤 | | 2.2 ³ | 1.5 ³ |

1 : G=9.80665(m/s²)

2 : 「『平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 3 (大型立形ポンプ) に係る報告書』06 基構報-0002 (平成 18 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)」をもとに設定。

3 : 既往試験や詳細解析結果をもとに設定。

4 : 「『平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1 (横形ポンプ, 電気品)』05 基構報-0002 (平成 17 年 7 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)」をもとに設定。

表 3.4 機能確認済相対変位

| 評価対象 | 機能確認済相対変位 (mm) |
|-----------------|-------------------|
| 制御棒 (地震時挿入性) | 40.0 ¹ |

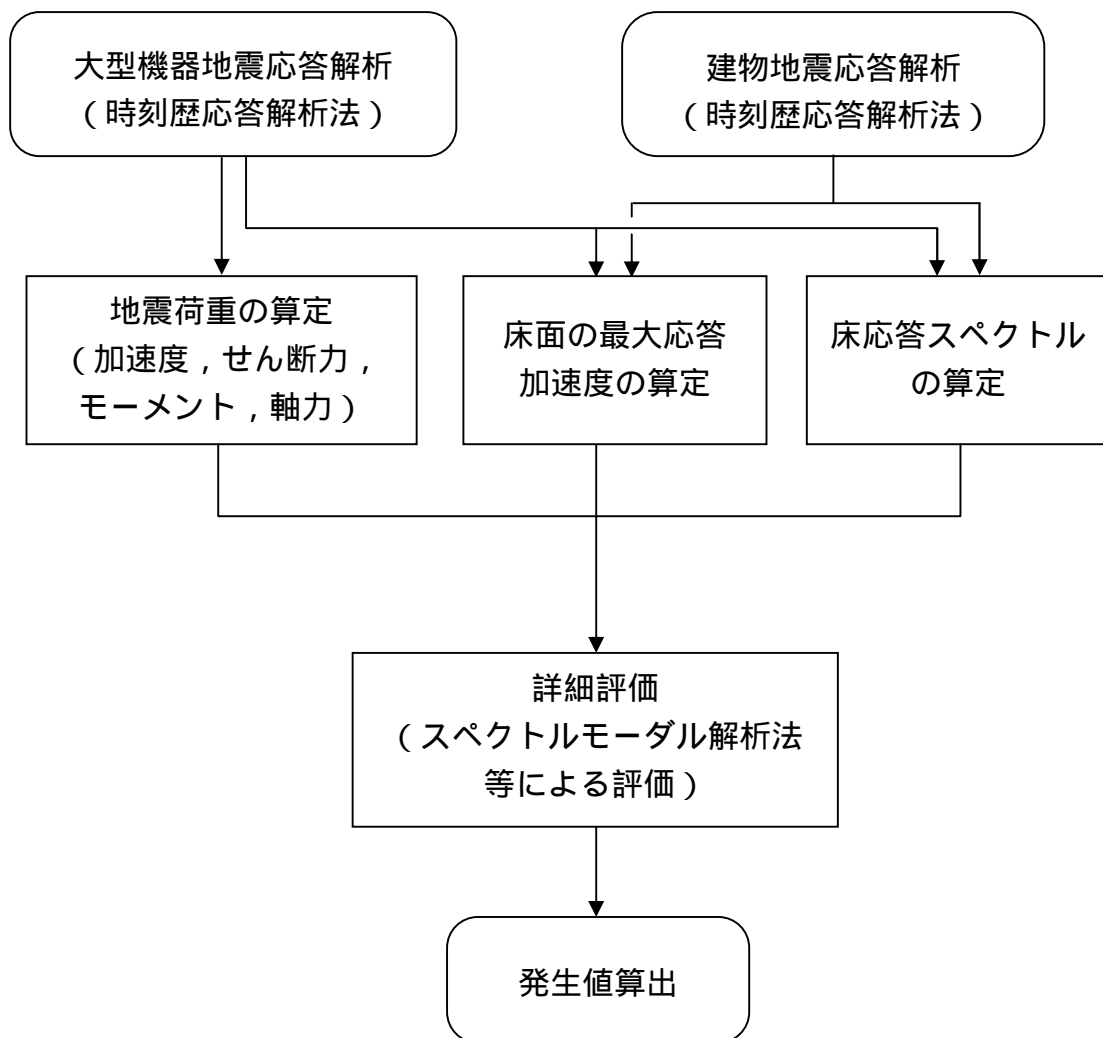
1 : 「『沸騰水型原子力発電所 新型制御棒の概要 (改良炉心用)』(HLR-111), 平成 19 年 10 月, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社」をもとに設定。

3.4 構造強度評価における発生値の算出

構造強度評価は、以下に示す解析法による詳細評価を行い、発生値を算出する。

- ・スペクトルモーダル解析法
- ・時刻歴応答解析法
- ・定式化された評価式を用いた解析法（床置き機器等）

構造強度評価の発生値算出手順を図 3.5 に示す。



S2 添 5.1-3 R0

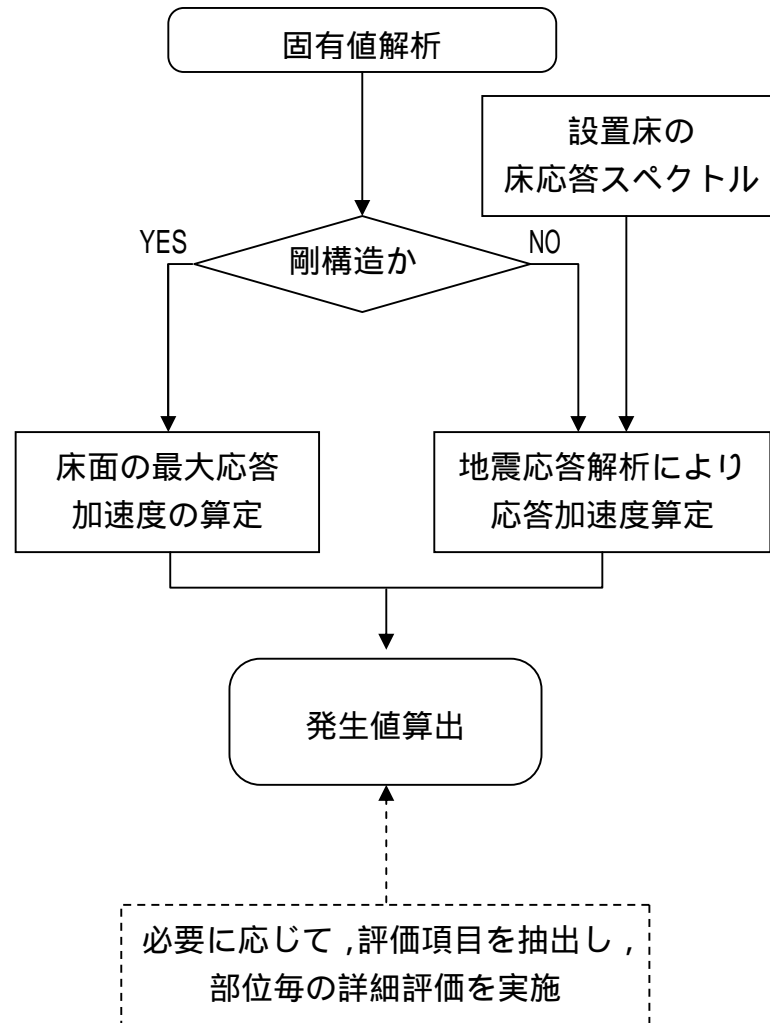
図 3.5 構造強度評価の発生値算出手順

3.5 動的機能維持評価における発生値の算出

動的機能維持評価は、基準地震動 S_s による評価対象機器の応答加速度を算出し、発生値とする。

必要に応じて「JEAG4601-1991」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、部位毎の詳細評価を行い、発生値を算出する。

動的機能維持評価の発生値算出手順を図 3.6 に示す。



： 1次固有周期が 0.05 秒以下の場合。

図 3.6 動的機能維持評価の発生値算出手順

3.6 耐震裕度評価における経年劣化事象の影響

島根原子力発電所では、運転に伴う設備や部品の経年劣化等の知見を踏まえた保全計画に基づく点検や部品交換、補修等の保守管理を継続的に行っている。したがって、経年劣化事象による耐震性への影響は小さいものと考えているが、本評価時点で耐震性に影響する経年劣化が顕在化している場合は、耐震裕度評価に反映する必要があるため、配管減肉および応力腐食割れ（SCC）に着目し、以下の確認を行った。

(1) 配管減肉

配管減肉は、配管材料と内部流体との化学的作用による腐食要因および機械的作用による侵食要因との相互作用によって発生・進展する経年劣化事象であり、自他プラントでの配管減肉事象に係る事例、知見等を踏まえて、保全計画に基づき、減肉が想定される配管の肉厚管理を適切に行っている。

島根2号機においては、これまでの点検記録により、評価対象配管に有意な減肉は確認されていないことから、耐震裕度評価に影響を与えないことを確認した。

(2) 応力腐食割れ（SCC）

SCC発生の可能性がある炉内構造物等については保全計画に基づき、SCCの発生・進展について適切に管理を行っている。

島根2号機においては、本評価時点で、評価対象設備にSCCによるひび等の発生が認められていないことから、耐震裕度評価に影響を与えないことを確認した。

以上のとおり、耐震裕度評価に経年劣化事象が影響を与えないことを確認した。

3.7 耐震裕度の算出

各設備の基準地震動 S_s に対する耐震裕度評価は、規格基準に準拠した耐震バックチェックの評価結果を用いて、構造強度評価もしくは動的機能維持評価における発生値(a)および評価基準値(b)から裕度(=b/a)を算出することを基本とする。

ただし、裕度が比較的小さい設備については、地震に対する設備の裕度をより詳細に把握するため、発生値(地震による応力と地震以外による応力の合計)を地震による応力(c)と地震以外(自重、内圧等)による応力(d)に分割して裕度を算出する。

$$\text{裕度} = \frac{\text{評価基準値(b)} - \text{地震以外による応力(d)}}{\text{地震による応力(c)}}$$

本手法を用いて算出した耐震評価結果の詳細を表 3.5 に示す。

表 3.5 地震による応力と地震以外による応力を分割して裕度を算出した設備

| 設備 | 単位 | 発生値(a) | | 評価基準値 (b) | 裕度 ((b-d)/c) |
|---------------------|-----|----------------|------------------|--------------|-----------------|
| | | 地震による 応力(c) | 地震以外に よる応力(d) | | |
| 主蒸気系配管 | MPa | 221 | | 374 | 2.05 |
| | | 145 | 76 | | |
| 原子炉再循環系配管 | MPa | 238 | | 427 | 1.97 |
| | | 194 | 44 | | |
| 原子炉浄化系配管 | MPa | 146 | | 260 | 2.23 |
| | | 92 | 54 | | |
| 残留熱除去系配管 | MPa | 199 | | 335 | 2.08 |
| | | 125 | 74 | | |
| 燃料移送配管 | MPa | 261 | | 410 | 1.62 |
| | | 239 | 22 | | |
| 原子炉補機冷却系配管 | MPa | 204 | | 377 | 2.18 |
| | | 146 | 58 | | |
| 原子炉補機海水系配管 | MPa | 263 | | 400 | 1.57 |
| | | 237 | 26 | | |
| 高圧炉心スプレイ系 燃料移送配管 | MPa | 221 | | 410 | 1.92 |
| | | 205 | 16 | | |

3.8 配管支持構造物の耐震裕度評価について

配管系に要求される機能は、系統機器の一部としての流体バウンダリの維持であり、配管本体の健全性が求められるものである。このことから、配管支持構造物が地震によって変形・破損した場合でも配管本体が破損を起こしていなければ、配管系の機能として健全であると考えられる。配管本体については、「配管系終局強度試験」において現行耐震設計手法の安全裕度を評価しており、配管が破損すると想定される入力地震レベルは設計上許容される入力地震レベルに対して6倍以上となることが確認されている。

以上より、配管支持構造物は本評価のクリフエッジにはなり得ないものと考えられることから、耐震裕度を評価する部位としない。

:原子力安全基盤機構「平成15年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管終局強度」

起因事象に関連する設備の裕度評価結果（原子炉）

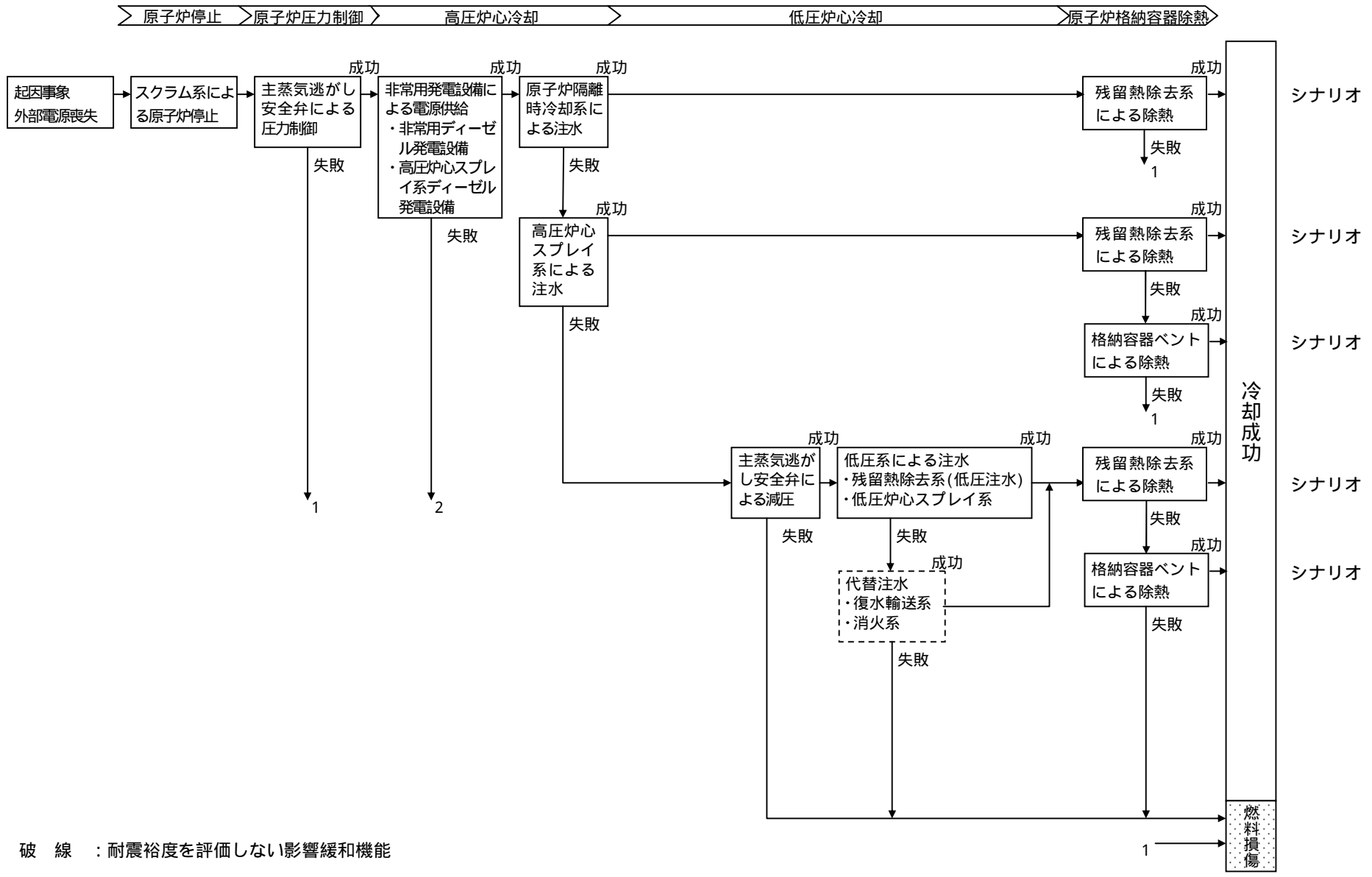
| 起因事象 | 設備 | | 耐震 クラス | 損傷 モード | 単位 | 発生値 (a) | 評価基準値 (b) | 裕度 (b/a) |
|-----------------------|--------------|--------------------|---------------------------------|-----------|-----|------------|--------------|-------------|
| 外部電源喪失 | 開閉所など | | がいしなどの損傷により S s に至るまでに機能喪失すると想定 | | | | | ~1.0 |
| 原子炉冷却材喪失（大破断，中破断，小破断） | 主蒸気系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 145 | 298 | 2.05 |
| | 給水系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 148 | 374 | 2.52 |
| | 原子炉再循環系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 194 | 383 | 1.97 |
| | 残留熱除去系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 130 | 260 | 2.00 |
| | 高圧炉心スプレイ系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 141 | 364 | 2.58 |
| | 低圧炉心スプレイ系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 88 | 364 | 4.13 |
| | 原子炉隔離時冷却系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 109 | 364 | 3.33 |
| | 原子炉浄化系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 92 | 206 | 2.23 |
| | ほう酸水注入系 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 68 | 335 | 4.92 |
| スクラム失敗 | 制御棒 | 制御棒挿入性 | S | 機能損傷 | - | 注 1 | | 2.0 |
| | 炉心支持構造物 | 炉心支持板 | S | 構造損傷 | MPa | 168 | 342 | 2.03 |
| 炉心損傷直結 | 建物 | 原子炉建物 | S | 構造損傷 | - | 注 2 | | 2.0 |
| | 原子炉本体基礎 | 円筒部 | -(Ss) | 構造損傷 | MPa | 195 | 427 | 2.18 |
| | 原子炉圧力容器 | 原子炉圧力容器スタビライザブラケット | S | 構造損傷 | MPa | 249 | 490 | 1.96 |
| | 原子炉圧力容器付属構造物 | 原子炉圧力容器スタビライザ | S | 構造損傷 | MPa | 372 | 629 | 1.69 |
| | 原子炉格納容器 | ドライウェルシエル | S | 構造損傷 | - | 0.49 | 1 | 2.04 |
| | ガンマ線しゃへい壁 | | B(Ss) | 構造損傷 | MPa | 145 | 400 | 2.75 |

注 1：2.0 S s を用いた地震応答解析結果にて，燃料集合体の相対変位40mm以下を確認

注 2：2.0 S s を用いた地震応答解析結果にて，せん断ひずみ 4×10^{-3} 未満を確認

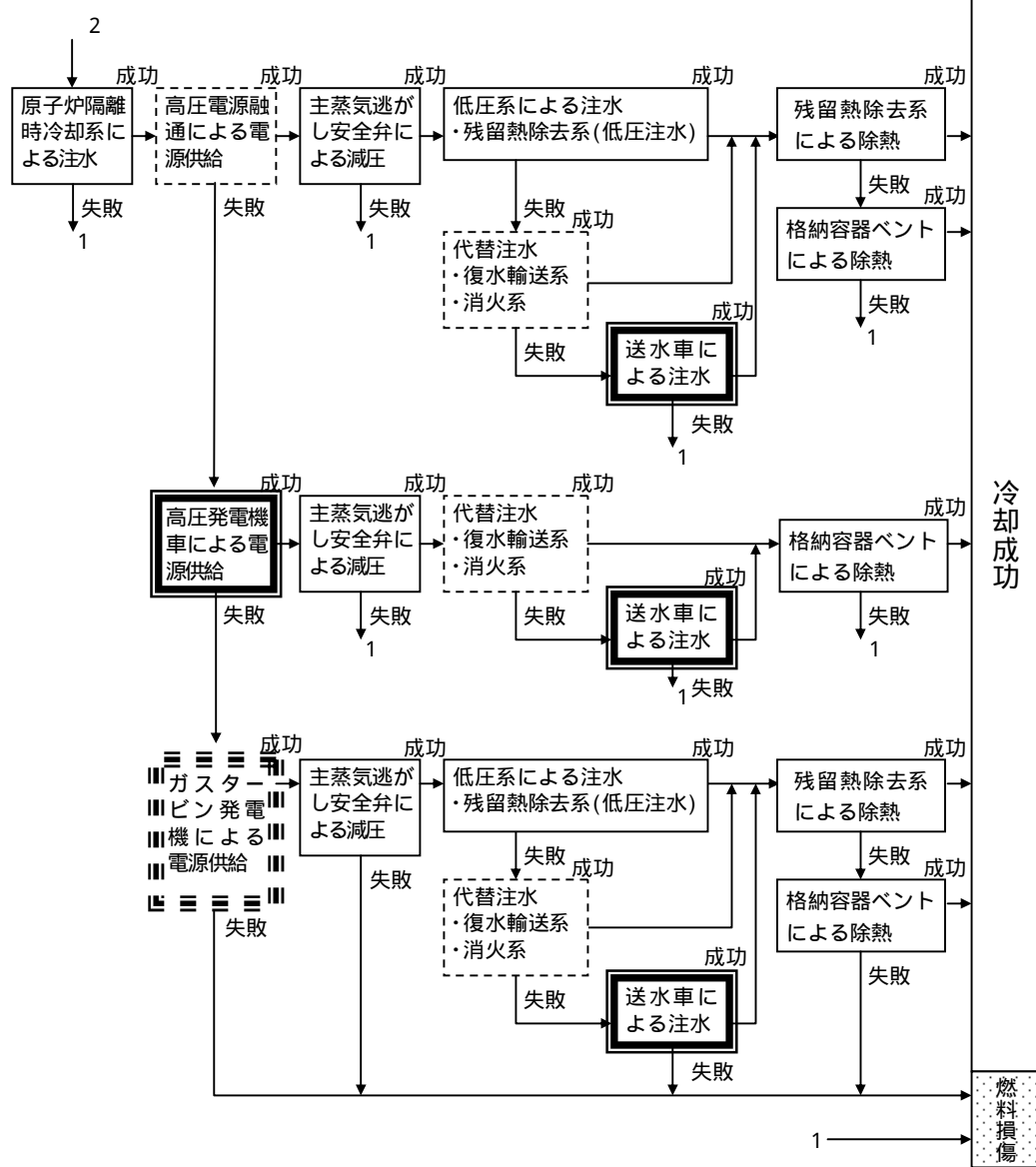
：発生値および評価基準値は，それぞれ「地震による応力」，「評価基準値 - 地震以外による応力」を記載（添付5.1-3 3.7）

S2 添 5.1-5 R0



外部電源喪失のイベントツリー(原子炉)(1/2)

原子炉停止 > 原子炉圧力制御 > 高压炉心冷却 > 低压炉心冷却 > 原子炉格納容器除熱



シナリオ

破線 : 耐震裕度を評価しない影響緩和機能

: 緊急安全対策

: 更なる信頼性向上対策

外部電源喪失のイベントツリー (原子炉) (2 / 2)

S2 添 5.1-6 R0

イベントツリ - に係る設備の機能的な関係の整理 (地震: 原子炉)

| フロントライン系 サポート系 | 主蒸気逃がし安全弁による圧力制御 | 原子炉隔離時冷却系による注水 | 高圧炉心スプレイ系による注水 | 主蒸気逃がし安全弁による減圧 | 低圧注水 | | 代替注水 | | 送水車による注水 | 残留熱除去系による除熱 | | 格納容器ベントによる除熱 |
|---------------------------------|------------------|----------------|----------------|----------------|---------------|-----------|-------|-----|----------|-------------|----------------|--------------|
| | | | | | 残留熱除去系 (低圧注水) | 低圧炉心スプレイ系 | 復水輸送系 | 消火系 | | 格納容器冷却 | サブ・レッションプール水冷却 | |
| 計装・制御 | - | | | | | | | | | | | - |
| 直流電源による電源供給 (230V, 高圧炉心スプレイ系含む) | - | | | | | | | | | | | - |
| 非常用ディーゼル発電設備による電源供給 | - | - | - | - | | | | | | | | - |
| 高圧電源融通による電源供給 | - | - | - | - | | - | | | | | | - |
| 高圧発電機車による電源供給 | - | - | - | - | - | - | | | | - | - | - |
| ガスタービン発電機による電源供給 | - | - | - | - | | - | | | | | | - |
| 非常用電源盤(高圧炉心スプレイ系含む) | - | - | | - | | | | | | | | - |
| 補機冷却系 | 原子炉補機冷却系 | - | - | - | - | | | - | - | - | | - |
| | 原子炉補機海水系 | - | - | - | - | | | - | - | - | | - |
| 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備による電源供給 | - | - | | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| 高圧炉心スプレイ補機冷却系 | 高圧炉心スプレイ補機冷却系 | - | - | | - | - | - | - | - | - | - | - |
| | 高圧炉心スプレイ補機海水系 | - | - | | - | - | - | - | - | - | - | - |

影響緩和機能に関連する設備の裕度評価結果 (原子炉)

(1) 影響緩和機能 (フロントライン系) に関連する設備 (1/2)

| フロントライン系 | 設 備 | | 耐震 クラス ¹ | 損傷 モード | 単位 | 発生値 (a) | 評価基準値 (b) | 裕度 (b/a) | |
|-------------------------------|-----------------------|-----------|------------------------|------------------|------|------------------|------------------|------------------|------|
| 主蒸気逃がし安全弁 (SRV) による圧力制御 | 主蒸気逃がし安全弁 | SRV本体 | S | 機能損傷 | MPa | 280 | 615 | 2.19 | |
| 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) による注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | B | 耐震裕度を評価しない | | | | | |
| | サブプレッションチェンバ | | S | 構造損傷 | MPa | 205 | 430 | 2.09 | |
| | 原子炉隔離時冷却系 | | | RCICポンプ | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.0 | 2.56 |
| | | | | RCICタービン | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.0 | 2.56 |
| | 配管 | | | 構造損傷 | MPa | 145 ² | 298 ² | 2.05 | |
| 弁 | | 機能損傷 | G | 2.76 | 6.0 | 2.17 | | | |
| 高圧炉心スプレイ系 (HPCS) による注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | B | 耐震裕度を評価しない | | | | | |
| | サブプレッションチェンバ | | S | 構造損傷 | MPa | 205 | 430 | 2.09 | |
| | 高圧炉心スプレイ系 | | | HPCSポンプ | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.6 | 4.10 |
| | | | | 配管 | 構造損傷 | MPa | 157 | 335 | 2.13 |
| 弁 | | 機能損傷 | | G | 2.96 | 6.0 | 2.02 | | |
| 主蒸気逃がし安全弁 (SRV) による減圧 | 主蒸気逃がし安全弁 | SRV本体 | S | 機能損傷 | MPa | 280 | 615 | 2.19 | |
| | SRVアキュムレータ | | | 構造損傷 | MPa | 82 | 248 | 3.02 | |
| 残留熱除去系 (RHR) (低圧注水) による注水 | サブプレッションチェンバ | | S | 構造損傷 | MPa | 205 | 430 | 2.09 | |
| | 残留熱除去系 | | | RHRポンプ | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.6 | 4.10 |
| | | | | RHR熱交換器 | 構造損傷 | MPa | 248 | 651 | 2.62 |
| | | | | 配管 | 構造損傷 | MPa | 125 ² | 261 ² | 2.08 |
| | | | | 弁 | 機能損傷 | G | 2.86 | 6.0 | 2.09 |
| 低圧炉心スプレイ系 (LPSC) による注水 | サブプレッションチェンバ | | S | 構造損傷 | MPa | 205 | 430 | 2.09 | |
| | 低圧炉心スプレイ系 | | | LPSCポンプ | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.6 | 4.10 |
| | | | | 配管 | 構造損傷 | MPa | 113 | 335 | 2.96 |
| | 弁 | | | 機能損傷 | G | 2.75 | 6.0 | 2.18 | |
| 復水輸送系 (CWT) による代替注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | B | 耐震裕度を評価しない | | | | | |
| | | 補助復水貯蔵タンク | | | | | | | |
| | | CWTポンプ | | | | | | | |
| | 配管 | | | | | | | | |
| 弁 | | | | | | | | | |
| 消火系 (FP) による代替注水 | 水ろ過・純水設備系 | ろ過水タンク | C | 耐震裕度を評価しない | | | | | |
| | 消火系 | 消火ポンプ | | | | | | | |
| | 配管 | | | | | | | | |
| | 弁 | | | | | | | | |
| 送水車による注水 | 送水車 | | - | 2.0Ssで転倒しないことを確認 | | | | 2.0 | |
| | 残留熱除去系 (直接繋ぎ込み) | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 174 | 366 | 2.10 | |
| | | 弁 | | 機能損傷 | G | 2.86 | 6.0 | 2.09 | |
| | 復水輸送系 (直接繋ぎ込み) 残留熱除去系 | 配管 | B | 構造損傷 | MPa | 174 | 366 | 2.10 | |
| | | 弁 | | 機能損傷 | G | 2.86 | 6.0 | 2.09 | |
| 送水口 消火系 復水輸送系 残留熱除去系 | 配管 | C | 耐震裕度を評価しない | | | | | | |
| 弁 | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系 (RHR) (サブプレッションプール水冷却) | サブプレッションチェンバ | | S | 構造損傷 | MPa | 205 | 430 | 2.09 | |
| | 残留熱除去系 | | | RHRポンプ | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.6 | 4.10 |
| | | | | RHR熱交換器 | 構造損傷 | MPa | 248 | 651 | 2.62 |
| | | | | 配管 | 構造損傷 | MPa | 125 ² | 261 ² | 2.08 |
| | | | | 弁 | 機能損傷 | G | 2.96 | 6.0 | 2.02 |
| 残留熱除去系 (RHR) (格納容器冷却) | サブプレッションチェンバ | | S | 構造損傷 | MPa | 205 | 430 | 2.09 | |
| | 残留熱除去系 | | | RHRポンプ | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.6 | 4.10 |
| | | | | RHR熱交換器 | 構造損傷 | MPa | 248 | 651 | 2.62 |
| | | | | 配管 | 構造損傷 | MPa | 125 ² | 261 ² | 2.08 |
| | | | | 弁 | 機能損傷 | G | 2.96 | 6.0 | 2.02 |

S2 添5.1-7 R0

影響緩和機能に関連する設備の裕度評価結果（原子炉）

(1) 影響緩和機能（フロントライン系）に関連する設備（2 / 2）

| フロントライン系 | 設備 | 耐震 クラス ¹ | 損傷 モード | 単位 | 発生値 (a) | 評価基準値 (b) | 裕度 (b/a) |
|--------------|----|------------------------|-----------|-----|------------|--------------|-------------|
| 格納容器ベントによる除熱 | 配管 | S | 構造損傷 | MPa | 164 | 363 | 2.21 |
| | 弁 | | 機能損傷 | G | 2.45 | 6.0 | 2.44 |

1：複数の系統に係る設備については、最も耐震クラスが低い系統の耐震クラスを記載

2：発生値および評価基準値は、それぞれ「地震による応力」、「評価基準値 - 地震以外による応力」を記載（添付5.1-3 3.7）

影響緩和機能に関連する設備の裕度評価結果（原子炉）

(2)影響緩和機能（サポート系）に関連する設備（1 / 2）

| サポート系 | 設備 | | 耐震 クラス ¹ | 損傷 モード | 単位 | 発生値 (a) | 評価基準値 (b) | 裕度 (b/a) |
|---------------------------------|---------------------------|---------------|------------------------|------------------|------|------------------|------------------|-------------|
| 非常用ディーゼル発電設備による電源供給 | 燃料貯蔵タンク | | S | 構造損傷 | MPa | 116 | 288 | 2.48 |
| | 燃料デイトンク | | | 構造損傷 | MPa | 71 | 191 | 2.69 |
| | 空気だめ | | | 構造損傷 | MPa | 100 | 259 | 2.59 |
| | 燃料移送ポンプ | | | 機能損傷 | G | 0.50 | 1.0 | 2.00 |
| | 非常用ディーゼル発電機 | | | 機能損傷 | G | 0.61 | 1.1 | 1.80 |
| | 燃料移送配管 | | | 構造損傷 | MPa | 239 ² | 388 ² | 1.62 |
| | 燃料移送弁 | | | 機能損傷 | G | 3.52 | 6.0 | 1.70 |
| | 補機冷却系 | 原子炉補機冷却系（RCW） | | RCWポンプ | S | 機能損傷 | G | 0.62 |
| RCW熱交換器 | | | 構造損傷 | MPa | | 82 | 170 | 2.07 |
| RCWサージタンク | | | 構造損傷 | MPa | | 112 | 295 | 2.63 |
| 配管 | | | 構造損傷 | MPa | | 146 ² | 319 ² | 2.18 |
| 弁 | | | 機能損傷 | G | | 5.31 | 10.0 | 1.88 |
| 原子炉補機海水系（RSW） | | RSWポンプ | S | 機能損傷 | G | 0.79 | 1.6 | 2.02 |
| | | RSWストレーナ | | 構造損傷 | MPa | 100 | 488 | 4.88 |
| | | 配管 | | 構造損傷 | MPa | 237 ² | 374 ² | 1.57 |
| | | 弁 | | 機能損傷 | G | 4.59 | 10.0 | 2.17 |
| 計装・制御 | | 制御盤 | | S | 機能損傷 | G | 0.82 | 1.8 |
| | 計装ラック | | 機能損傷 | | G | 0.82 | 2.0 | 2.43 |
| | 計装用無停電交流電源装置 | | 機能損傷 | | G | 0.89 | 3.0 | 3.37 |
| 直流電源による電源供給 | 蓄電池 | | S | 構造損傷 | MPa | 26 | 207 | 7.96 |
| | 充電器盤 | | | 機能損傷 | G | 0.62 | 1.6 | 2.58 |
| | 直流盤 | | | 機能損傷 | G | 0.62 | 3.1 | 5.00 |
| 非常用電源盤 | 非常用メタクラ | | S | 機能損傷 | G | 0.92 | 2.04 | 2.21 |
| | 動力変圧器 | | | 構造損傷 | MPa | 40 | 207 | 5.17 |
| | 非常用ロードセンタ | | | 機能損傷 | G | 0.82 | 2.0 | 2.43 |
| | 非常用コントロールセンタ | | | 機能損傷 | G | 0.93 | 3.0 | 3.22 |
| 高圧炉心スプレイ系（HPCS）ディーゼル発電設備による電源供給 | HPCS燃料貯蔵タンク | | S | 構造損傷 | MPa | 116 | 288 | 2.48 |
| | HPCS燃料デイトンク | | | 構造損傷 | MPa | 38 | 191 | 5.02 |
| | 空気だめ | | | 構造損傷 | MPa | 100 | 259 | 2.59 |
| | HPCS燃料移送ポンプ | | | 機能損傷 | G | 0.50 | 1.0 | 2.00 |
| | HPCSディーゼル発電機 | | | 機能損傷 | G | 0.61 | 1.1 | 1.80 |
| | HPCS燃料移送配管 | | | 構造損傷 | MPa | 205 ² | 394 ² | 1.92 |
| | HPCS燃料移送弁 | | | 機能損傷 | G | 3.52 | 6.0 | 1.70 |
| 高圧炉心スプレイ補機冷却系 | 高圧炉心スプレイ補機冷却系（HPCW） | HPCWポンプ | S | 機能損傷 | G | 0.61 | 1.4 | 2.29 |
| | | HPCW熱交換器 | | 構造損傷 | MPa | 105 | 347 | 3.30 |
| | | HPCWサージタンク | | 構造損傷 | MPa | 24 | 207 | 8.62 |
| | | 配管 | | 構造損傷 | MPa | 73 | 366 | 5.01 |
| | | 弁 | | 機能損傷 | G | 0.74 | 6.0 | 8.10 |
| | 高圧炉心スプレイ補機海水系（HPSW） | HPSWポンプ | S | 機能損傷 | G | 0.79 | 1.6 | 2.02 |
| | | HPSWストレーナ | | 構造損傷 | MPa | 74 | 488 | 6.59 |
| | | 配管 | | 構造損傷 | MPa | 87 | 369 | 4.24 |
| | | 弁 | | 機能損傷 | G | 1.08 | 6.0 | 5.55 |
| | 高圧炉心スプレイ系（HPCS）非常用電源盤 | HPCSメタクラ | | S | 機能損傷 | G | 0.61 | 2.04 |
| 動力変圧器 | | 構造損傷 | MPa | | 12 | 159 | 13.25 | |
| HPCSコントロールセンタ | | 機能損傷 | G | | 0.41 | 3.0 | 7.31 | |
| 高圧炉心スプレイ系（HPCS）直流電源による電源供給 | HPCS蓄電池 | | S | 構造損傷 | MPa | 4 | 159 | 39.75 |
| | HPCS充電器盤 | | | 機能損傷 | G | 0.61 | 2.2 | 3.60 |
| | HPCS直流盤 | | | 機能損傷 | G | 0.41 | 3.1 | 7.56 |
| 高圧電源融通による電源供給 | 1号機非常用ディーゼル発電設備からの電源融通 | | C | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備からの電源融通 | | | | | | | |
| 高圧発電機車による電源供給 | 高圧発電機車 | | - | 2.0Ssで転倒しないことを確認 | | | 2.0 | |

影響緩和機能に関連する設備の裕度評価結果（原子炉）

(2)影響緩和機能（サポート系）に関連する設備（2 / 2）

| サポート系 | 設備 | 耐震 クラス ¹ | 損傷 モード | 単位 | 発生値 (a) | 評価基準値 (b) | 裕度 (b/a) |
|----------------------|--------------------|------------------------|------------|-----|------------|--------------|-------------|
| ガスタービン発電機 による電源供給 | ガスタービン発電機 | - | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | 緊急用メタクラ | | | | | | |
| 230V直流電源による 電源供給 | 230V蓄電池 | S | 構造損傷 | MPa | 31 | 207 | 6.67 |
| | 230V充電器盤 | | 機能損傷 | G | 0.81 | 1.68 | 2.07 |
| | 230V直流盤 | | 機能損傷 | G | 0.59 | 3.1 | 5.25 |
| | R C I C直流コントロールセンタ | | 機能損傷 | G | 0.62 | 3.0 | 4.83 |

1：複数の系統に係る設備については、最も耐震クラスが低い系統の耐震クラスを記載

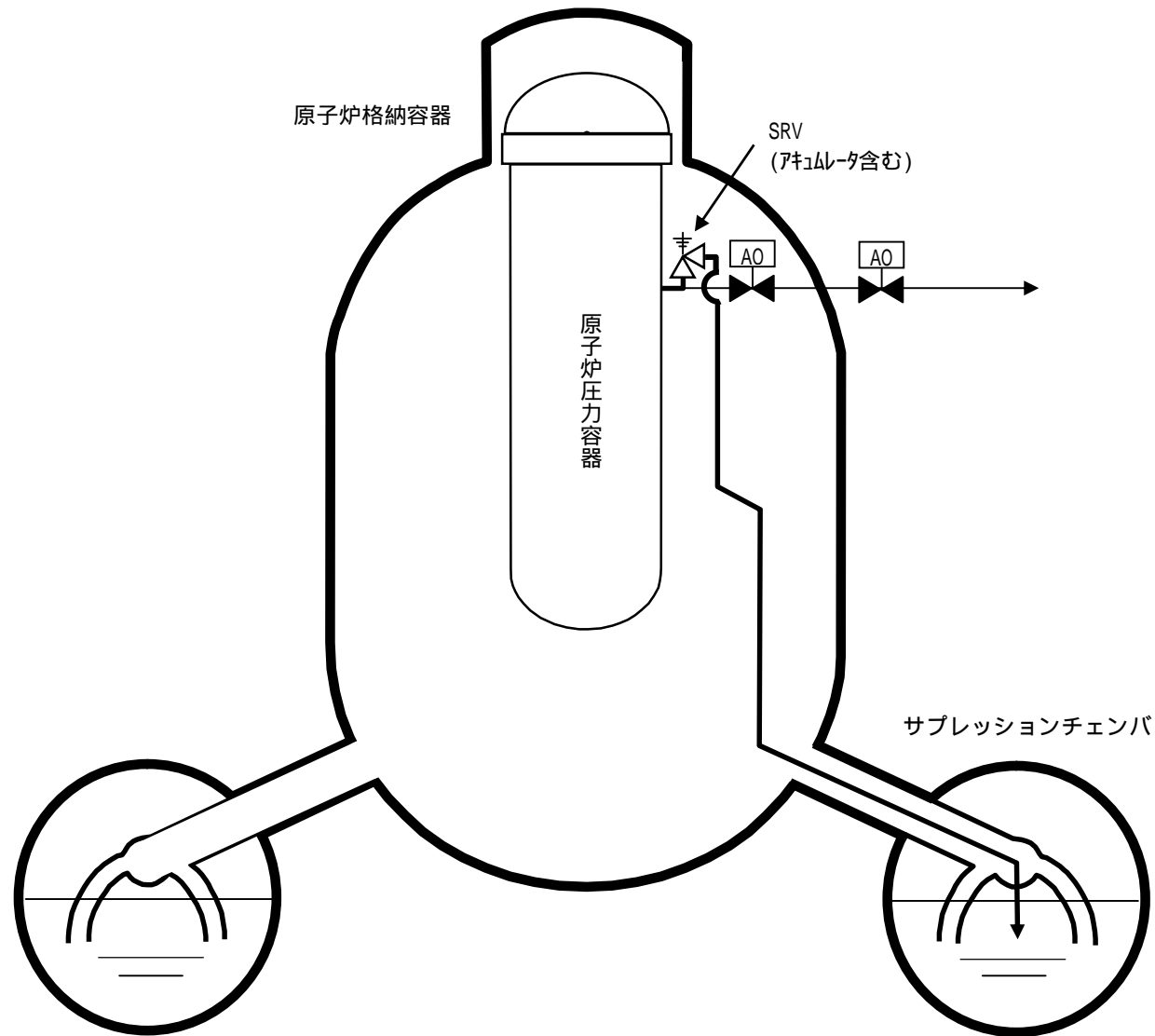
2：発生値および評価基準値は、それぞれ「地震による応力」、「評価基準値 - 地震以外による応力」を記載（添付5.1-3 3.7）

各影響緩和機能の概略系統図（地震：原子炉）

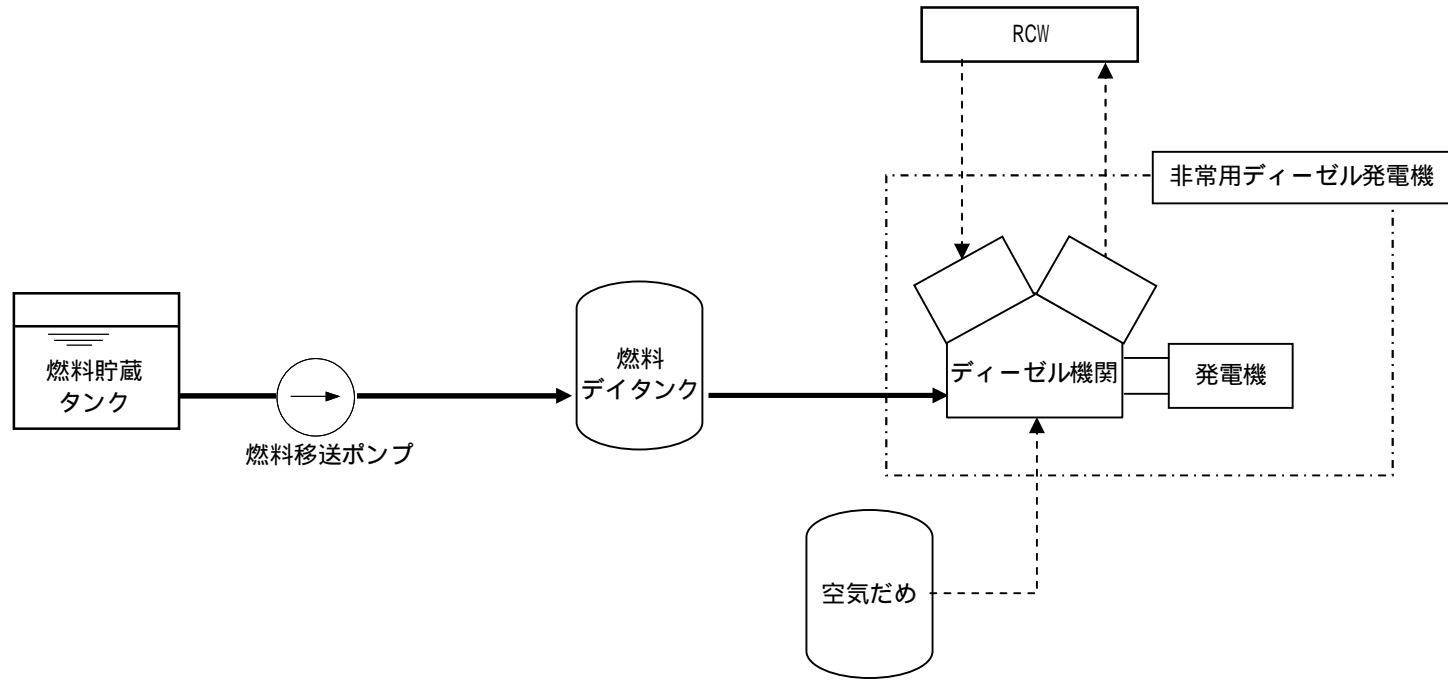
- 1：主蒸気逃がし安全弁（SRV）による圧力制御/減圧の概略系統図
- 2：非常用ディーゼル発電設備の概略系統図
- 3：原子炉補機冷却系（RCW）/原子炉補機海水系（RSW）の概略系統図
- 4：高圧炉心スプレイ系（HPCS）ディーゼル発電設備の概略系統図
- 5：高圧炉心スプレイ補機冷却系（HPCW）/高圧炉心スプレイ補機海水系（HPSW）の概略系統図
- 6：電源関係の概略系統図
- 7：原子炉隔離時冷却系（RCIC）による注水の概略系統図
- 8：高圧炉心スプレイ系（HPCS）による注水の概略系統図
- 9：残留熱除去系（RHR）（低圧注水）による注水の概略系統図
- 10：低圧炉心スプレイ系（LPCS）による注水の概略系統図
- 11：復水輸送系（CWT）による代替注水の概略系統図
- 12：消火系（FP）による代替注水の概略系統図
- 13：送水車による注水の概略系統図
- 14：残留熱除去系（RHR）（サプレッションプール水冷却）の概略系統図
- 15：残留熱除去系（RHR）（格納容器冷却）の概略系統図
- 16：格納容器ベントによる除熱の概略系統図

略称

| | |
|--------------------|--------------|
| SRV：主蒸気逃がし安全弁 | FP：消火系 |
| RCW：原子炉補機冷却系 | MS：主蒸気系 |
| RSW：原子炉補機海水系 | FW：給水系 |
| HPCW：高圧炉心スプレイ補機冷却系 | CUW：原子炉浄化系 |
| HPSW：高圧炉心スプレイ補機海水系 | NGC：窒素ガス制御系 |
| RCIC：原子炉隔離時冷却系 | SGT：非常用ガス処理系 |
| HPCS：高圧炉心スプレイ系 | AO：空気駆動 |
| RHR：残留熱除去系 | MO：電気駆動 |
| LPCS：低圧炉心スプレイ系 | HO：油圧駆動 |
| CWT：復水輸送系 | GT：ガスタービン発電機 |

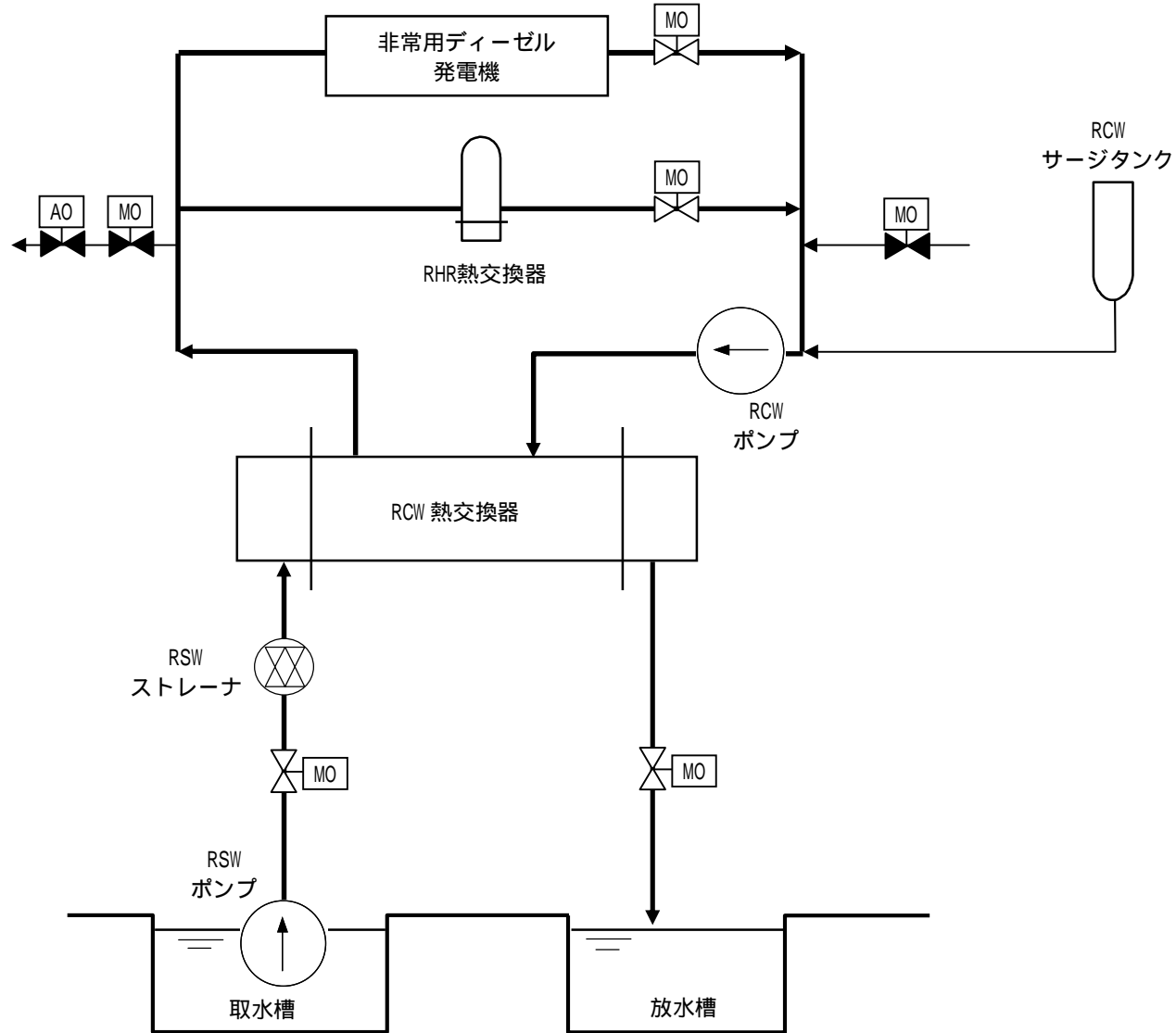


1 : 主蒸気逃がし安全弁 (S R V) による圧力制御/減圧の概略系統図

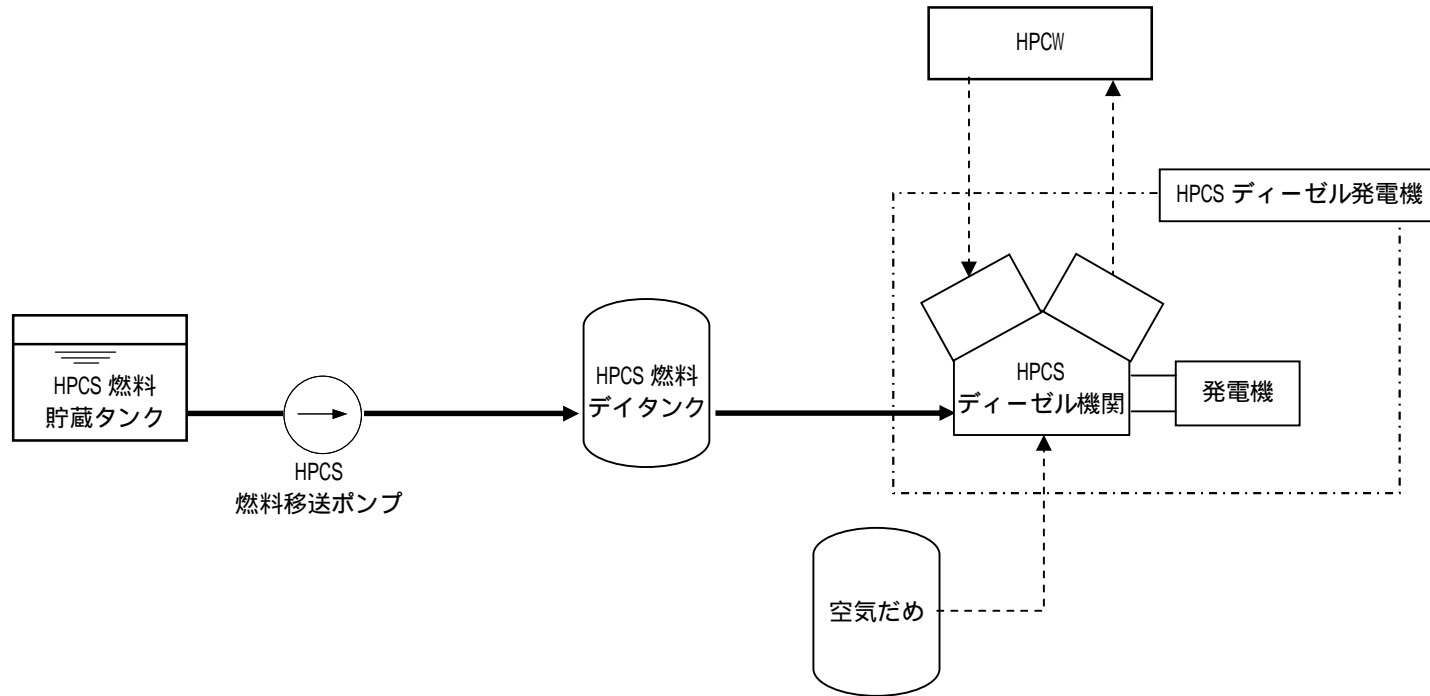


2 : 非常用ディーゼル発電設備の概略系統図

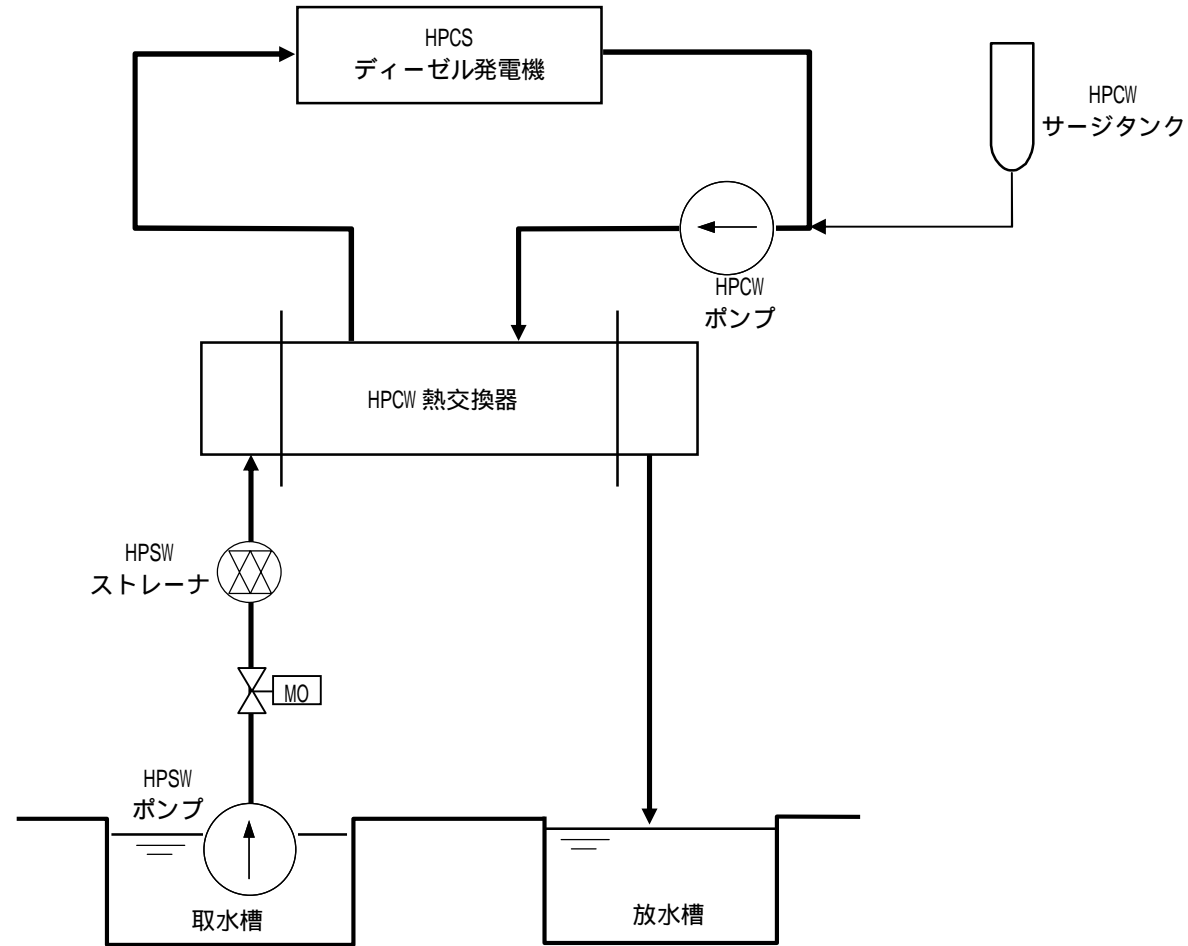
S2 添 5.1-8 R0



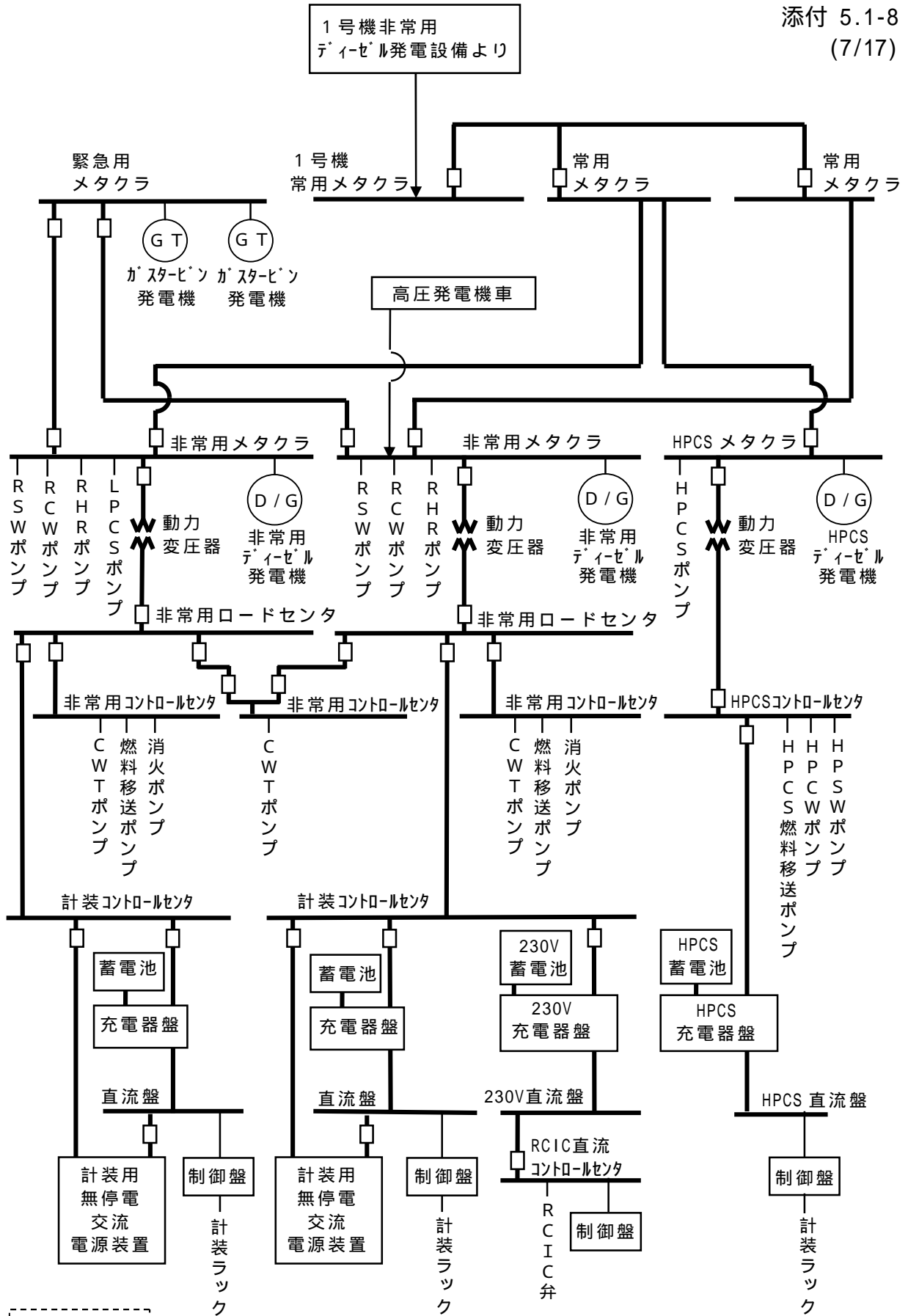
3 : 原子炉補機冷却系 (RCW) / 原子炉補機海水系 (RSW) の概略系統図



4 : 高圧炉心スプレイ系 (H P C S) ディーゼル発電設備の概略系統図

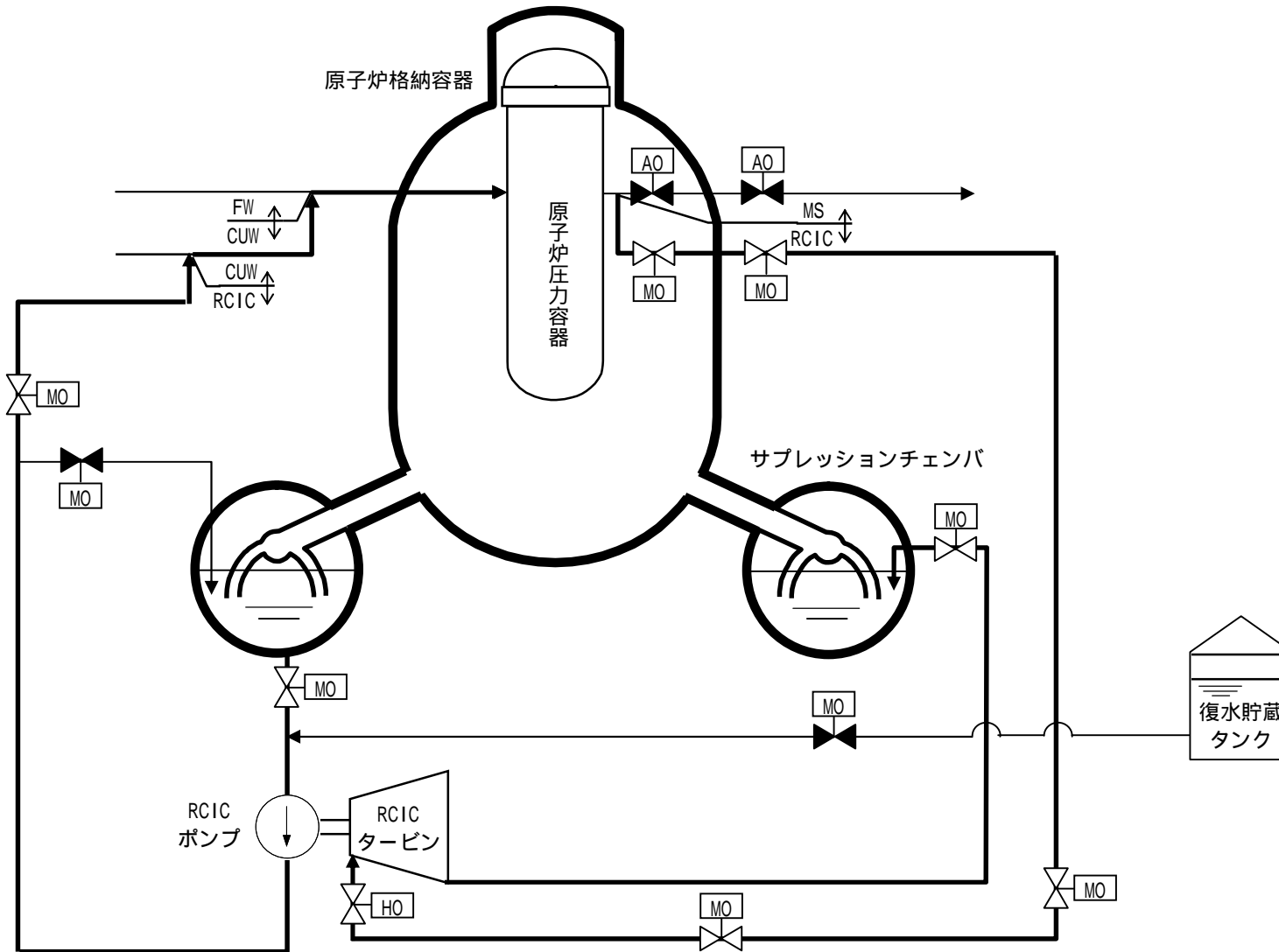


5 : 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (H P C W) / 高圧炉心スプレイ補機海水系 (H P S W) の概略系統図

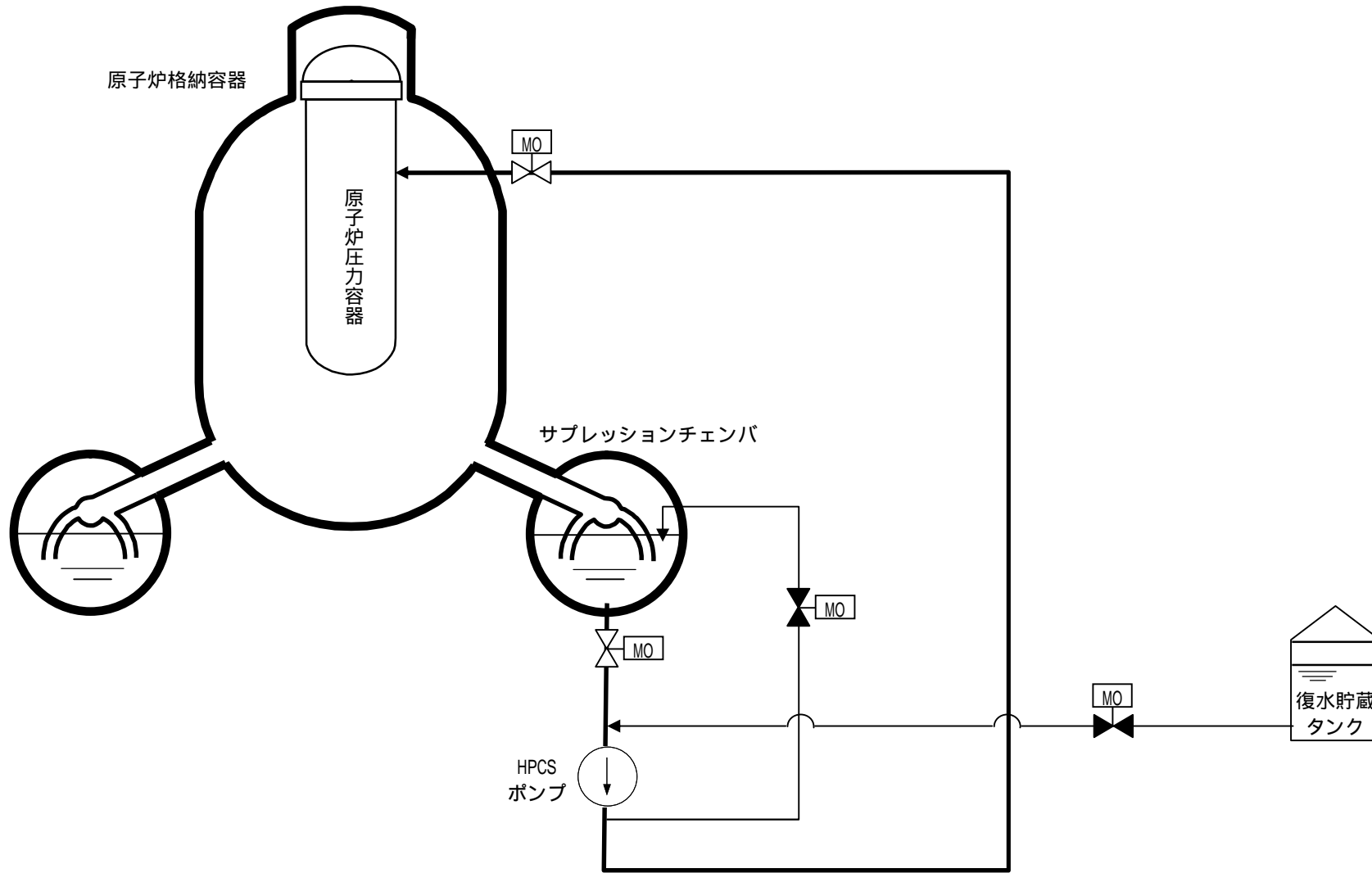


S2 添付 5.1-8 R0

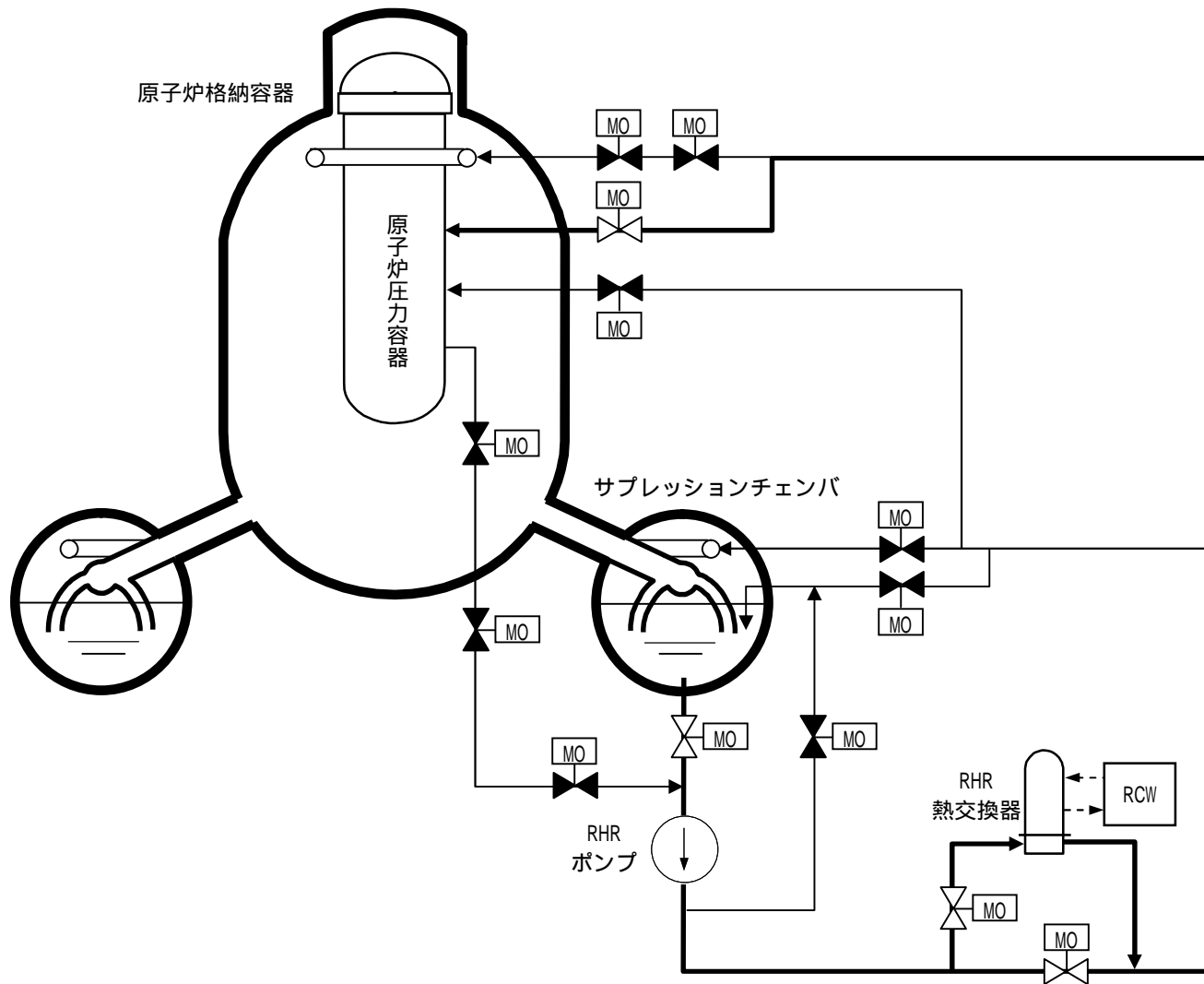
6 : 電源関係の概略系統図



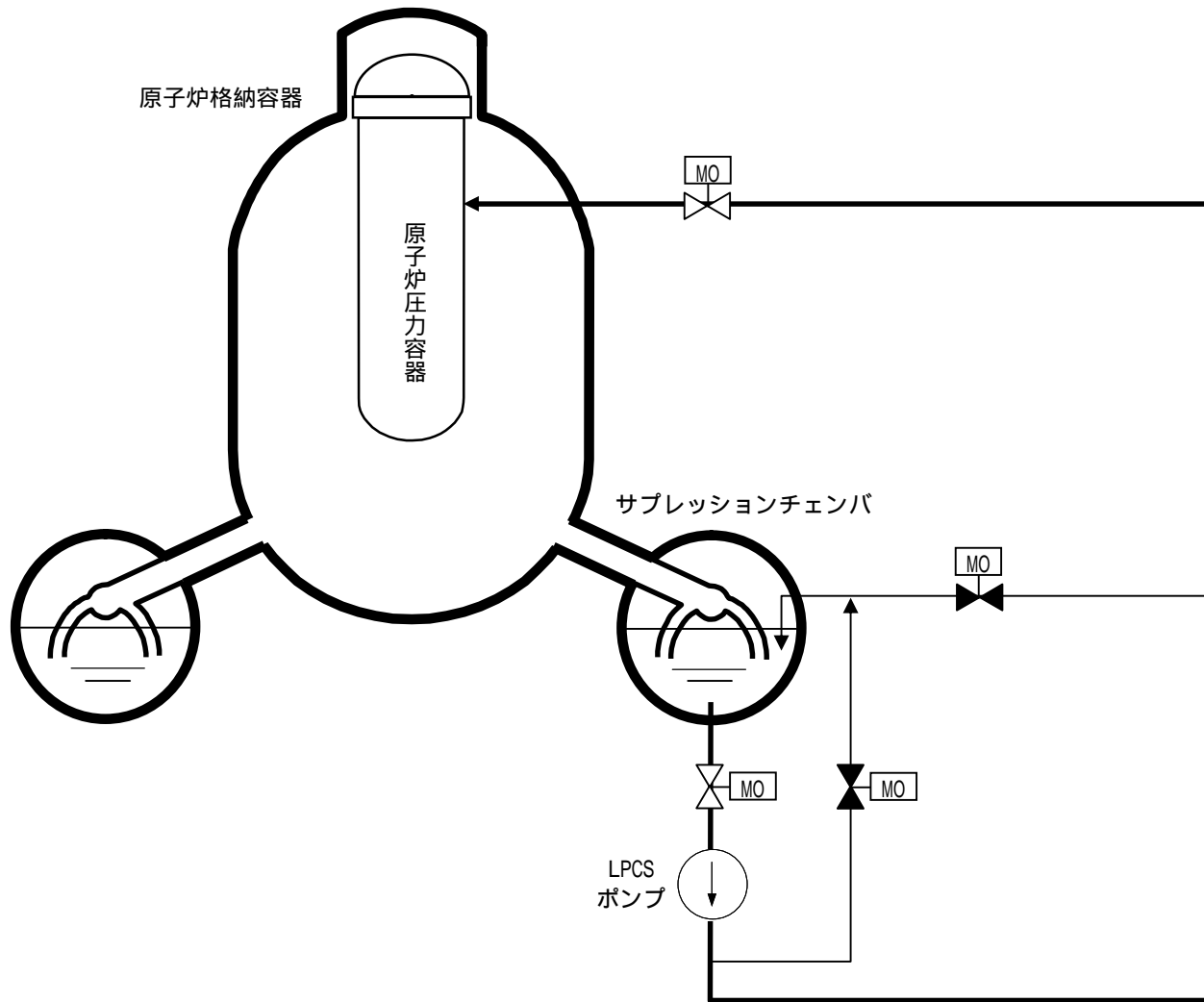
7 : 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) による注水の概略系統図



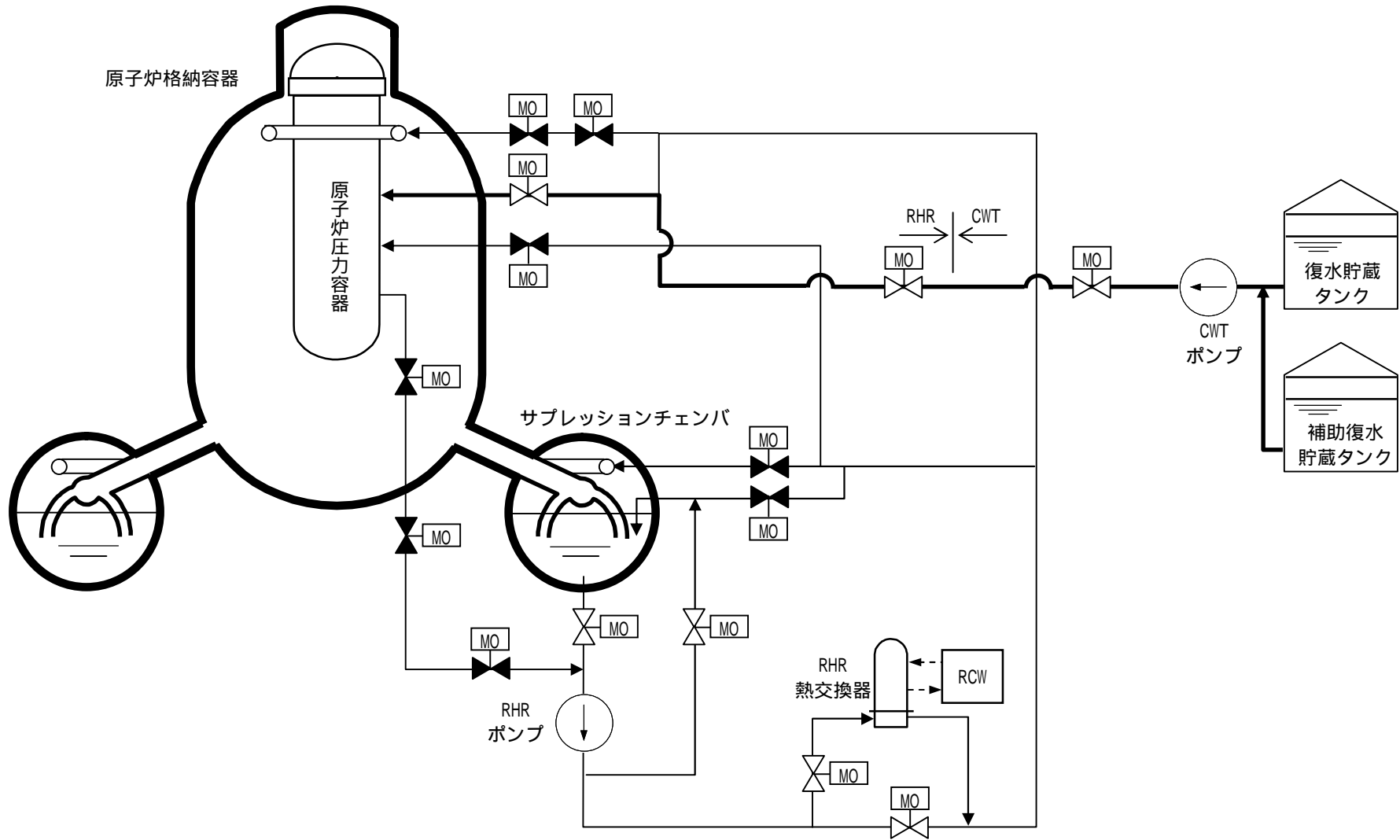
8 : 高圧炉心スプレイ系 (H P C S) による注水の概略系統図



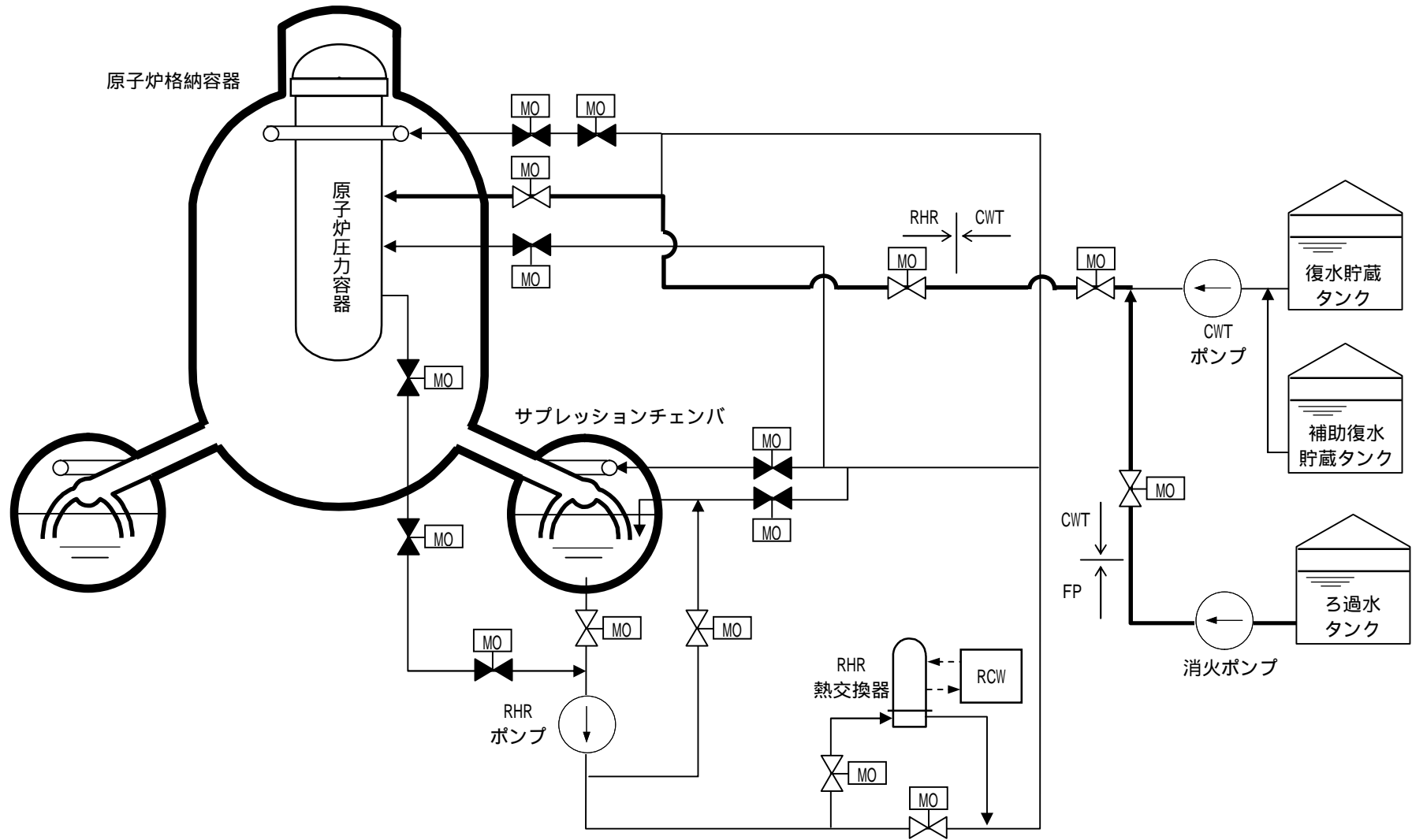
9 : 残留熱除去系 (R H R) (低圧注水) による注水の概略系統図



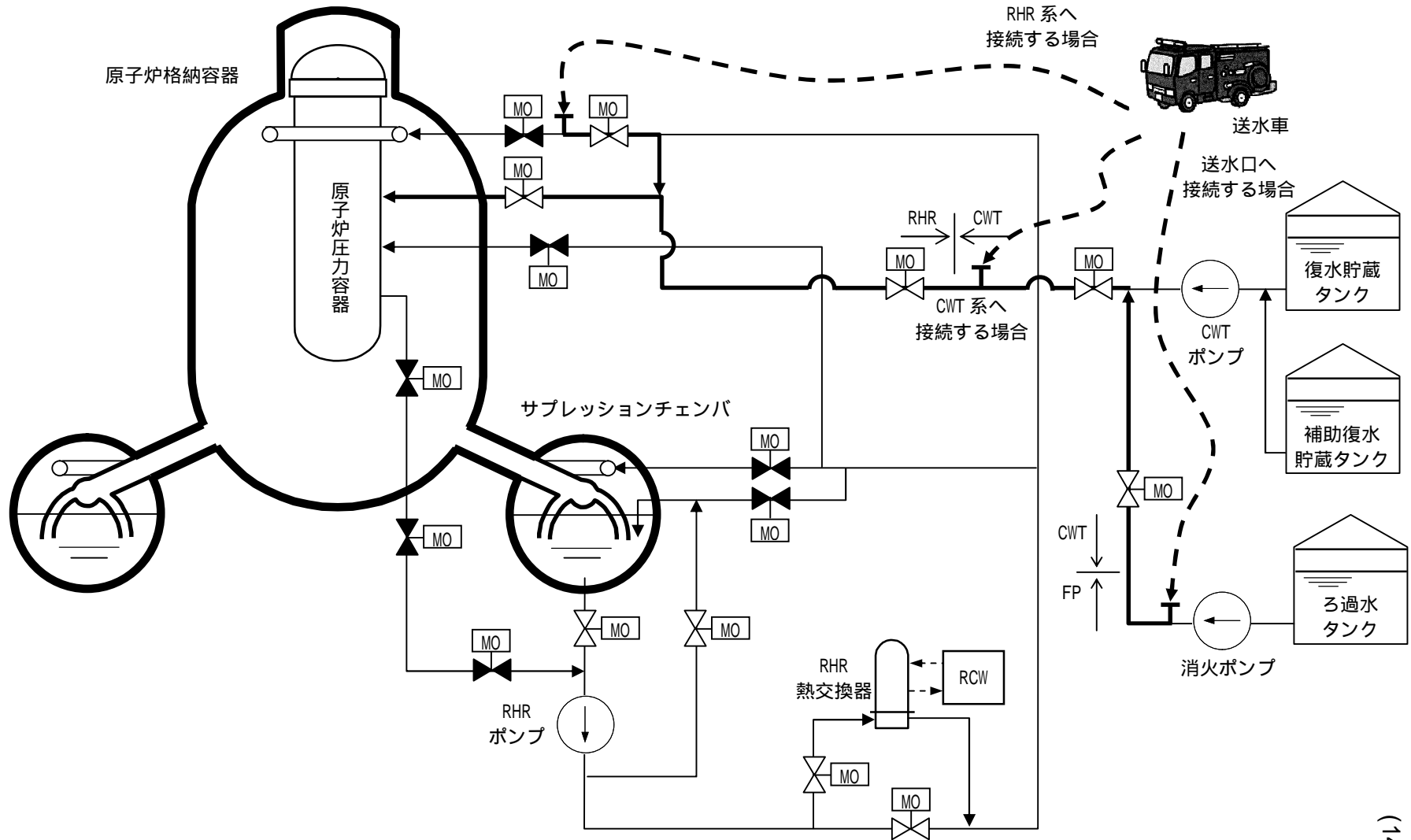
10：低圧炉心スプレイ系（LPCS）による注水の概略系統図



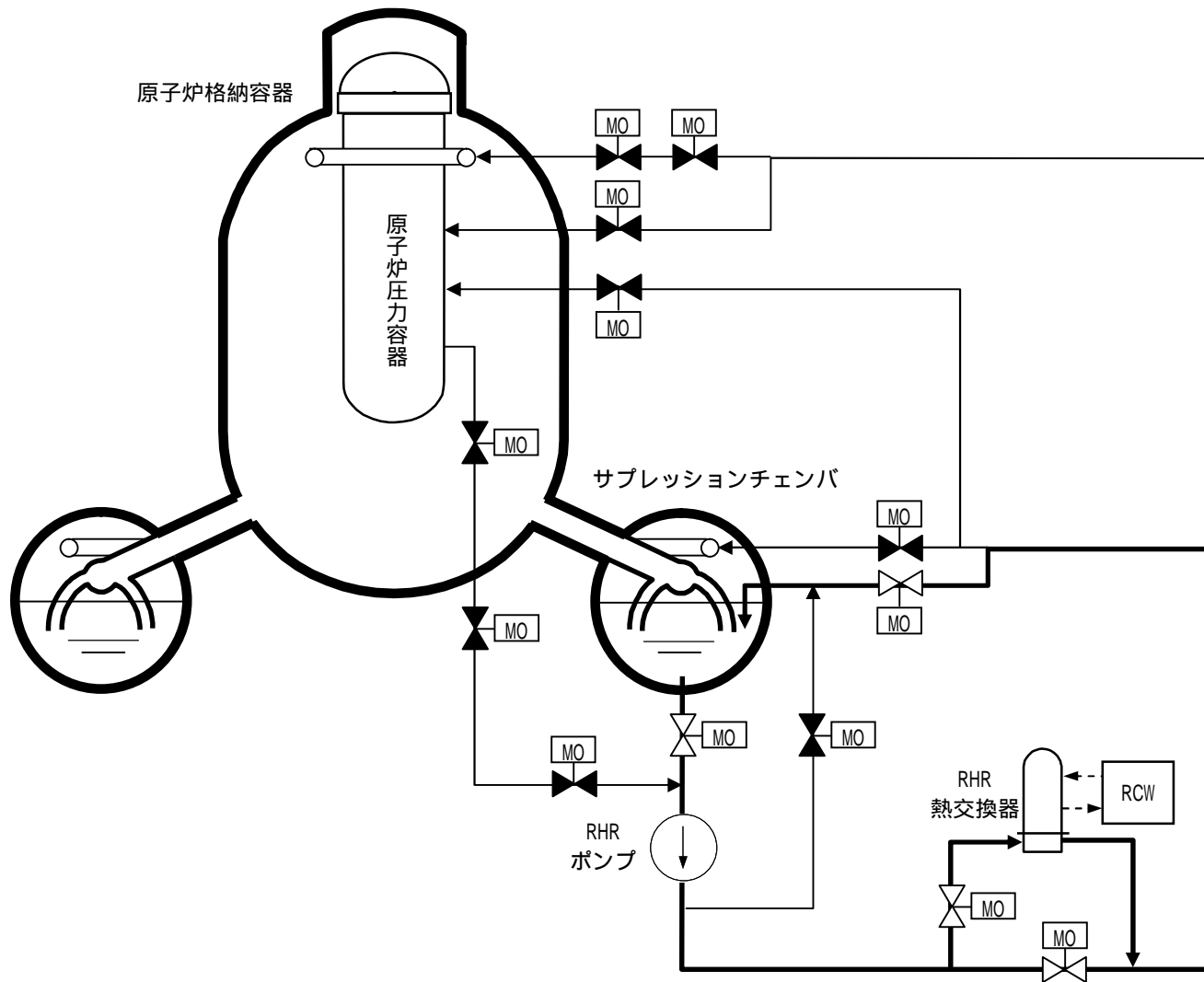
11：復水輸送系（CWT）による代替注水の概略系統図



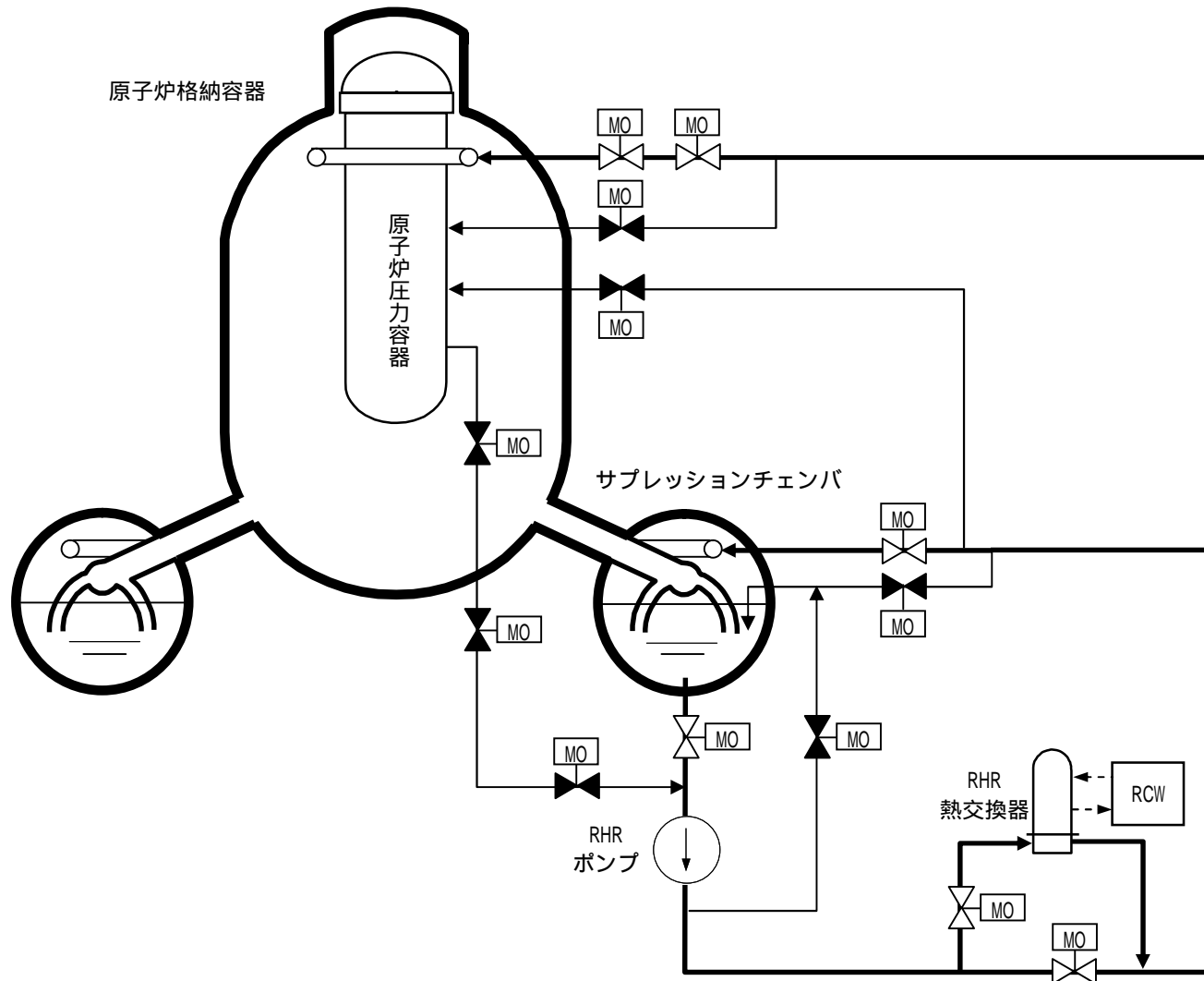
12 : 消火系 (F P) による代替注水の概略系統図



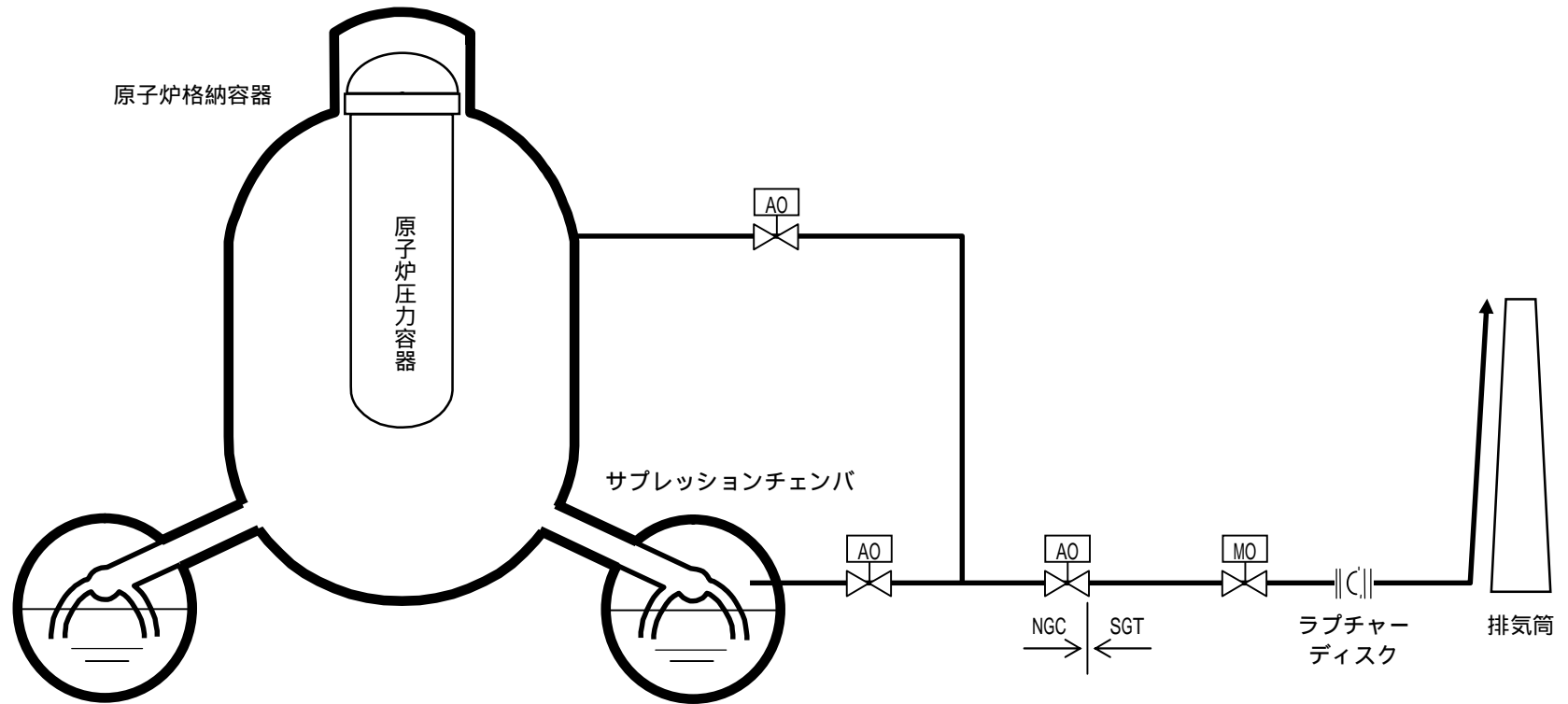
13 : 送水車による注水の概略系統図



14 : 残留熱除去系 (RHR) (サプレッションプール水冷却) の概略系統図



15 : 残留熱除去系 (R H R) (格納容器冷却) の概略系統図







16：格納容器ベントによる除熱の概略系統図

各影響緩和機能のフォールトツリー(地震：原子炉)

- 1：主蒸気逃がし安全弁(SRV)による圧力制御のフォールトツリー
 - 2：非常用発電設備による電源供給のフォールトツリー
 - 3：非常用ディーゼル発電設備による電源供給のフォールトツリー
 - 4：原子炉補機冷却系(RCW)のフォールトツリー
 - 5：原子炉補機海水系(RSW)のフォールトツリー
 - 6：計装・制御のフォールトツリー
 - 7：直流電源による電源供給のフォールトツリー
 - 8：非常用電源盤のフォールトツリー
 - 9：高圧炉心スプレイ系(HPCS)ディーゼル発電設備による電源供給のフォールトツリー
 - 10：高圧炉心スプレイ補機冷却系(HPCW)のフォールトツリー
 - 11：高圧炉心スプレイ補機海水系(HPSW)のフォールトツリー
 - 12：高圧炉心スプレイ系(HPCS)非常用電源盤のフォールトツリー
 - 13：高圧炉心スプレイ系(HPCS)直流電源による電源供給のフォールトツリー
 - 14：高圧電源融通による電源供給のフォールトツリー
 - 15：高圧発電機車による電源供給のフォールトツリー
 - 16：ガスタービン発電機による電源供給のフォールトツリー
 - 17：原子炉隔離時冷却系(RCIC)による注水のフォールトツリー
 - 18：230V 直流電源による電源供給のフォールトツリー
 - 19：高圧炉心スプレイ系(HPCS)による注水のフォールトツリー
 - 20：主蒸気逃がし安全弁(SRV)による減圧のフォールトツリー
 - 21：低圧系による注水のフォールトツリー
 - 22：残留熱除去系(RHR)(低圧注水)による注水のフォールトツリー
 - 23：低圧炉心スプレイ系(LPCS)による注水のフォールトツリー
 - 24：代替注水のフォールトツリー
 - 25：復水輸送系(CWT)による代替注水のフォールトツリー
 - 26：消火系(FP)による代替注水のフォールトツリー
 - 27：送水車による注水のフォールトツリー
 - 28：残留熱除去系(RHR)による除熱のフォールトツリー
 - 29：残留熱除去系(RHR)(サプレッションプール水冷却)のフォールトツリー
 - 30：残留熱除去系(RHR)(格納容器冷却)のフォールトツリー
 - 31：格納容器ベントによる除熱のフォールトツリー
- サプレッションチェンバ内のプール水を冷却する機能

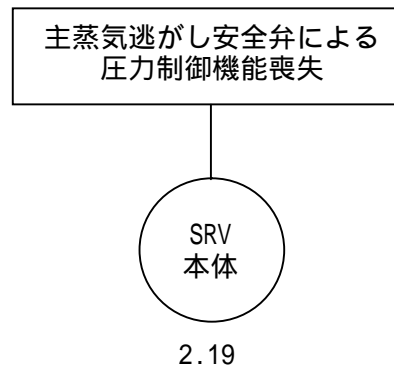
フォールトツリーの凡例

| | |
|---|--|
|  | : 設備 |
|  | : 機能 |
|  | : 論理積 (AND 条件) |
|  | : 論理和 (OR 条件) |
| (-) | : 耐震 B , C クラス設備のうち , 基準地震動 S s 相当以上の地震において , 機能を期待しない設備 |

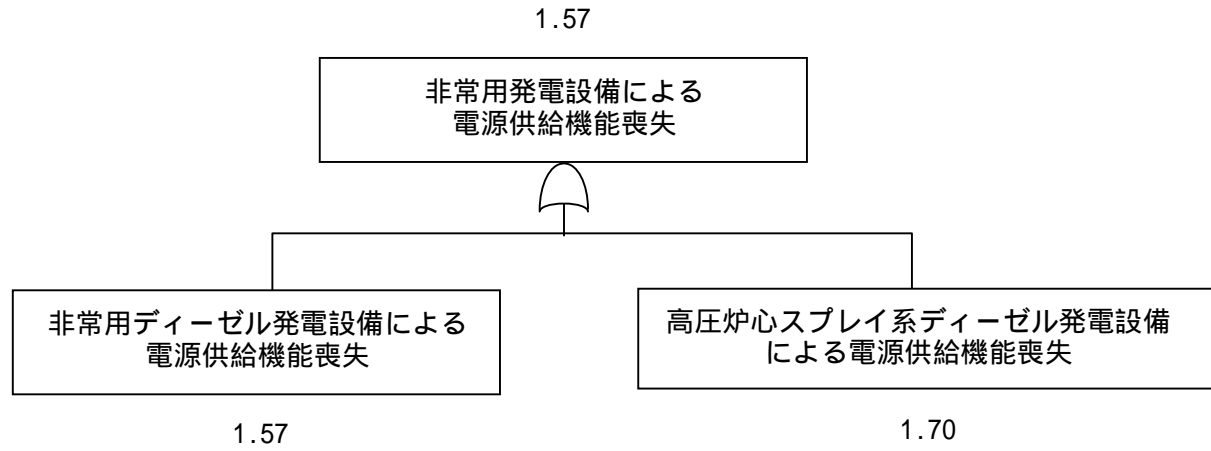
略称

| | |
|--------------------------|------------------|
| SRV : 主蒸気逃がし安全弁 | RCIC : 原子炉隔離時冷却系 |
| RCW : 原子炉補機冷却系 | HPCS : 高圧炉心スプレイ系 |
| RSW : 原子炉補機海水系 | RHR : 残留熱除去系 |
| HPCW : 高圧炉心スプレイ 補機冷却系 | LPCS : 低圧炉心スプレイ系 |
| HPSW : 高圧炉心 スプレイ補機海水系 | CWT : 復水輸送系 |
| | FP : 消火系 |

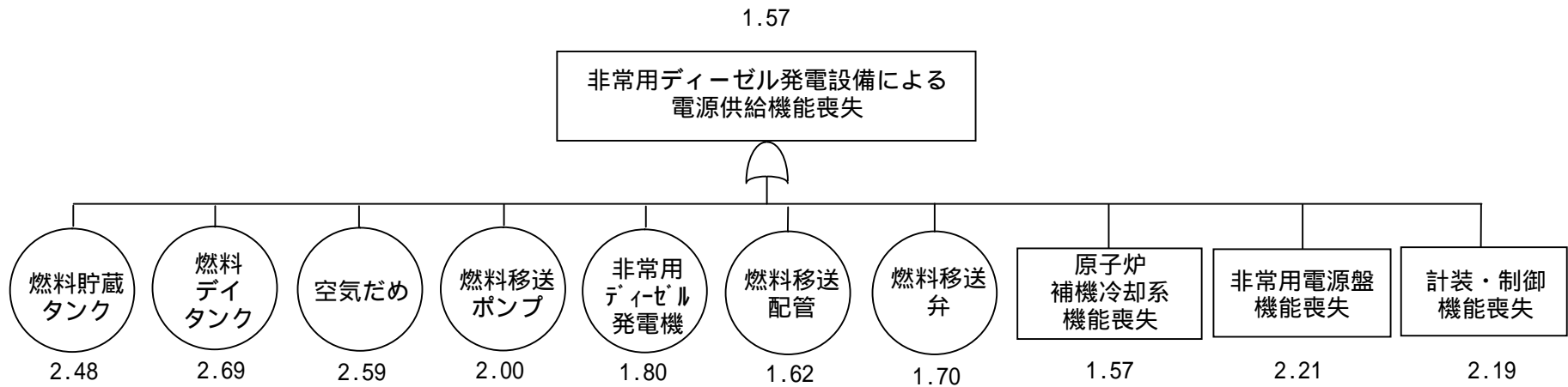
2.19



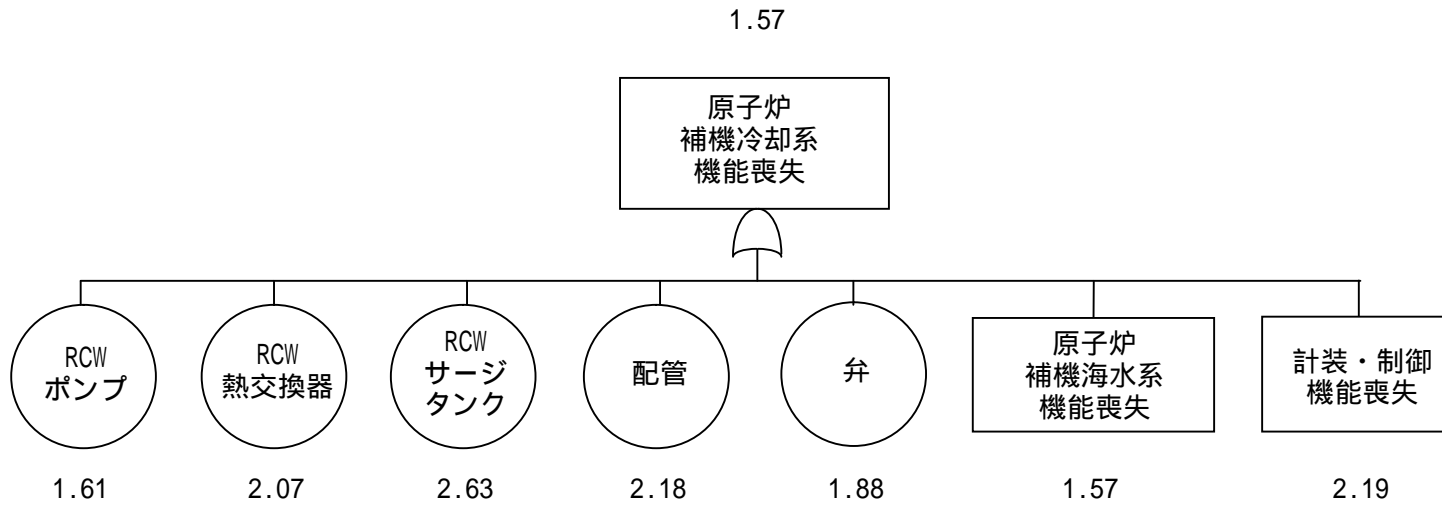
1 : 主蒸気逃がし安全弁(SRV)による圧力制御のフォールトツリー



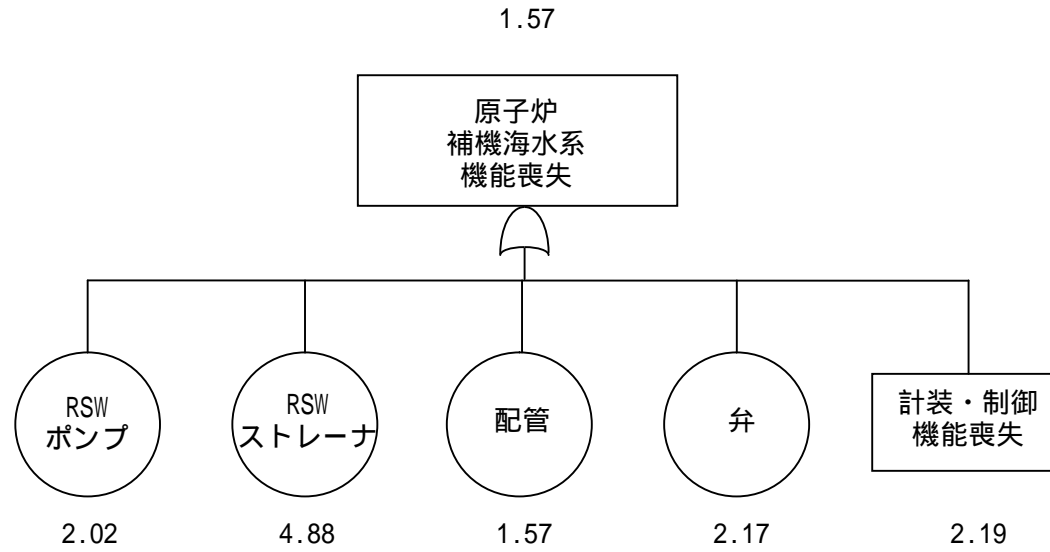
2 : 非常用発電設備による電源供給のフォールトツリー



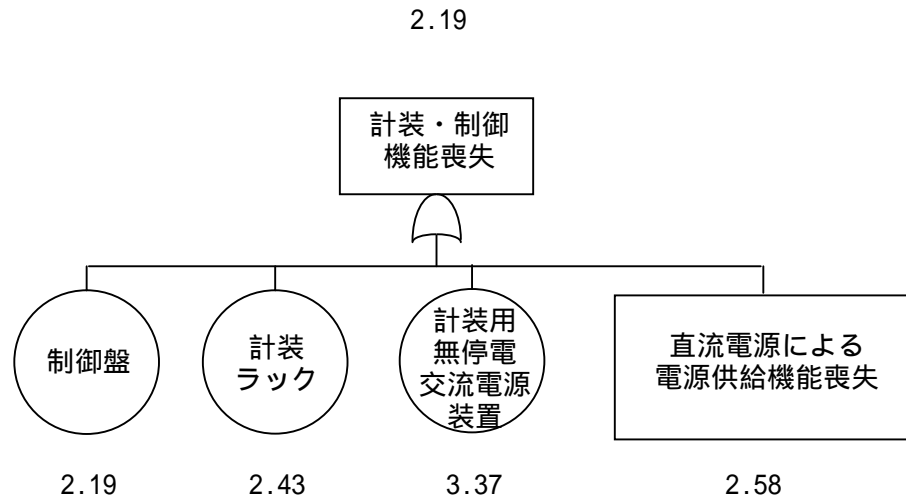
3 : 非常用ディーゼル発電設備による電源供給のフォールトツリー



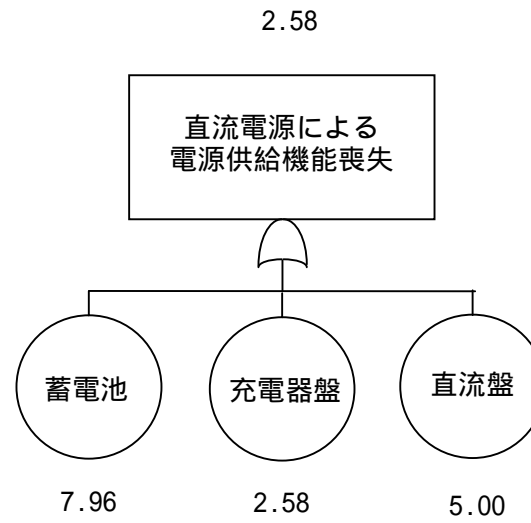
4 : 原子炉補機冷却系(RCW)のフォールトツリー



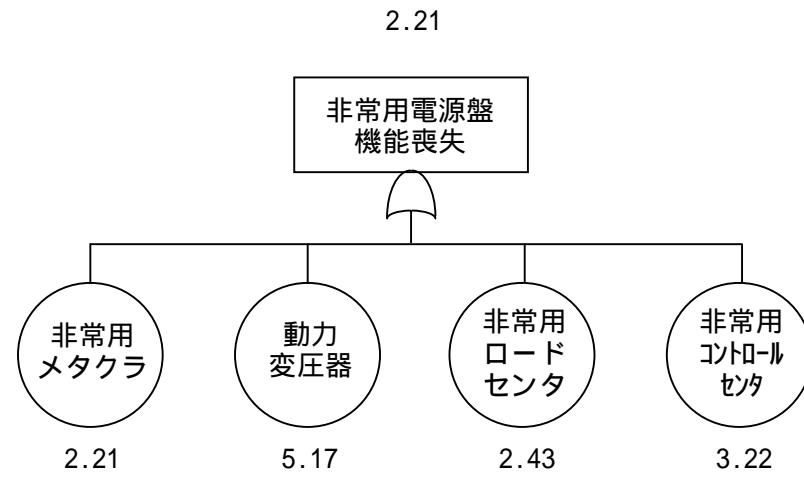
5 : 原子炉補機海水系 (R S W) のフォールトツリー



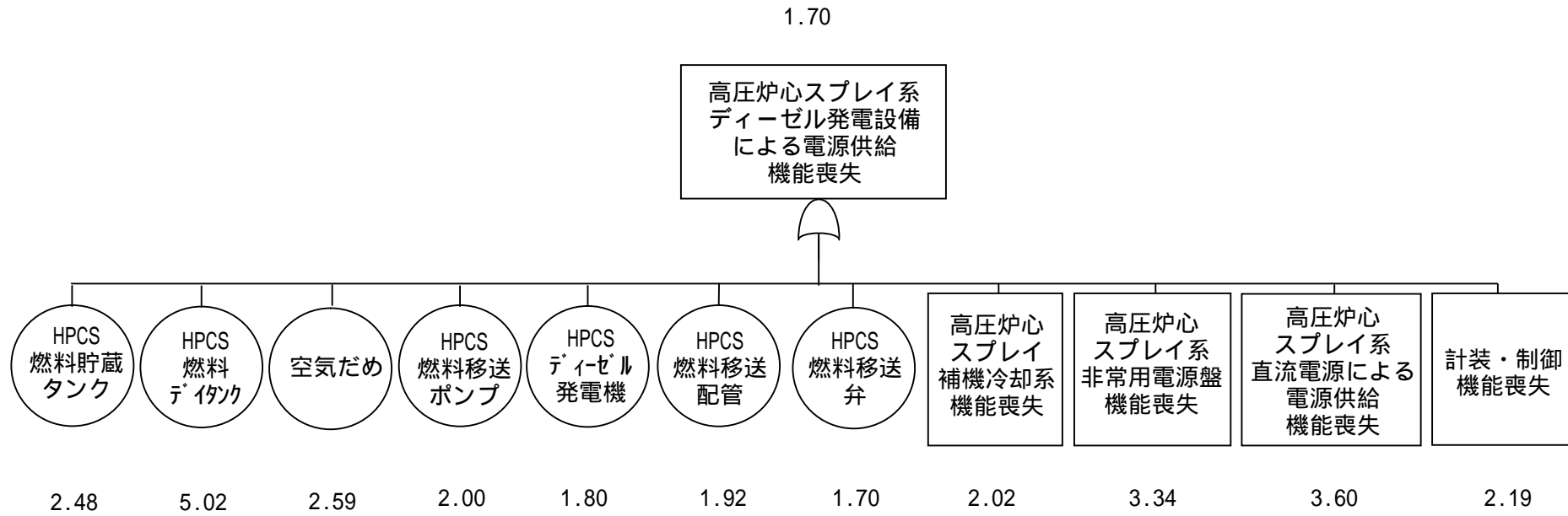
6 : 計装・制御のフォールトツリー



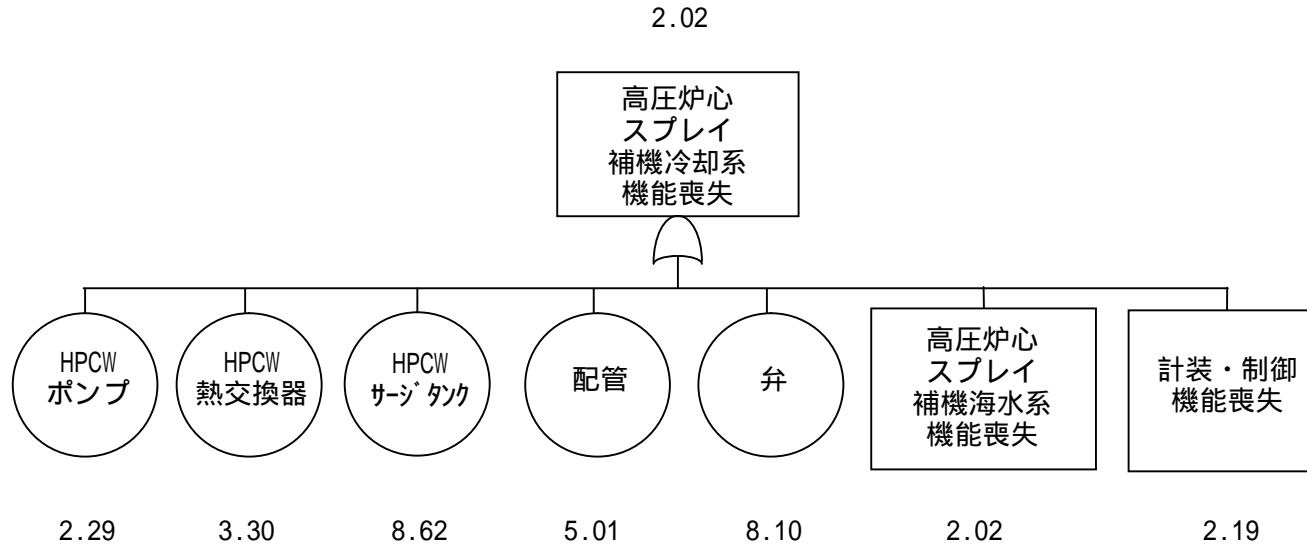
7 : 直流電源による電源供給のフォールトツリー



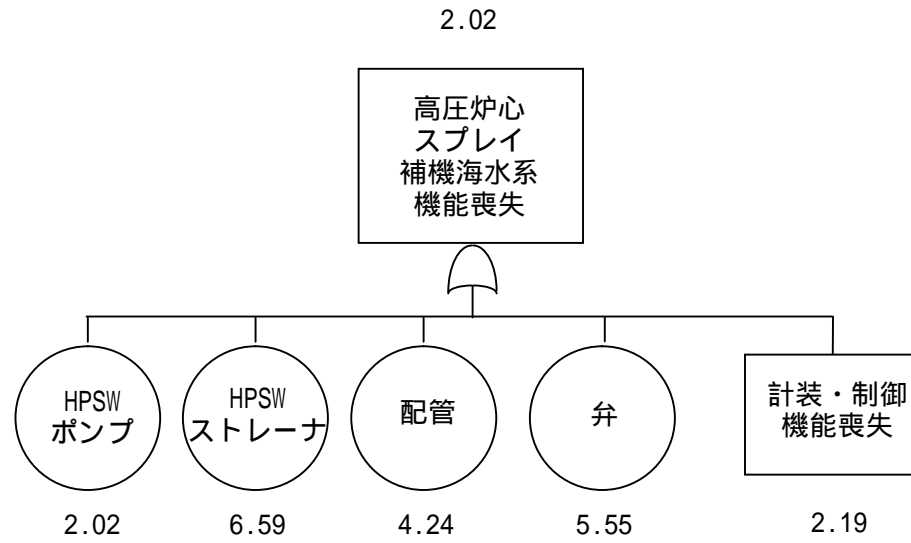
8 : 非常用電源盤のフォールトツリー



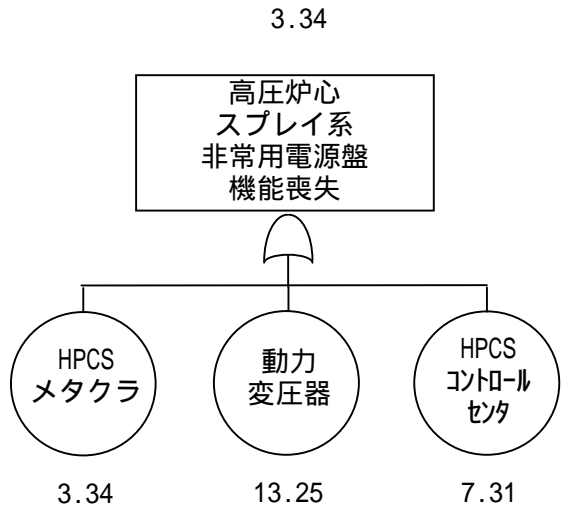
9 : 高圧炉心スプレイ系(HPCS)ディーゼル発電設備による電源供給のフォールトツリー



10 : 高圧炉心スプレイ補機冷却系(HPCW)のフォールトツリー

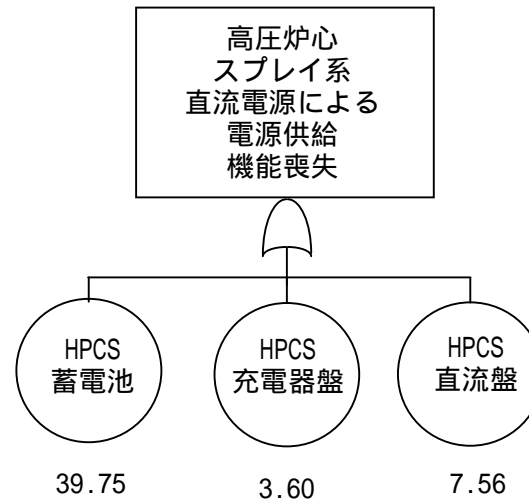


11 : 高圧炉心スプレー補機海水系(H P S W)のフォールトツリー

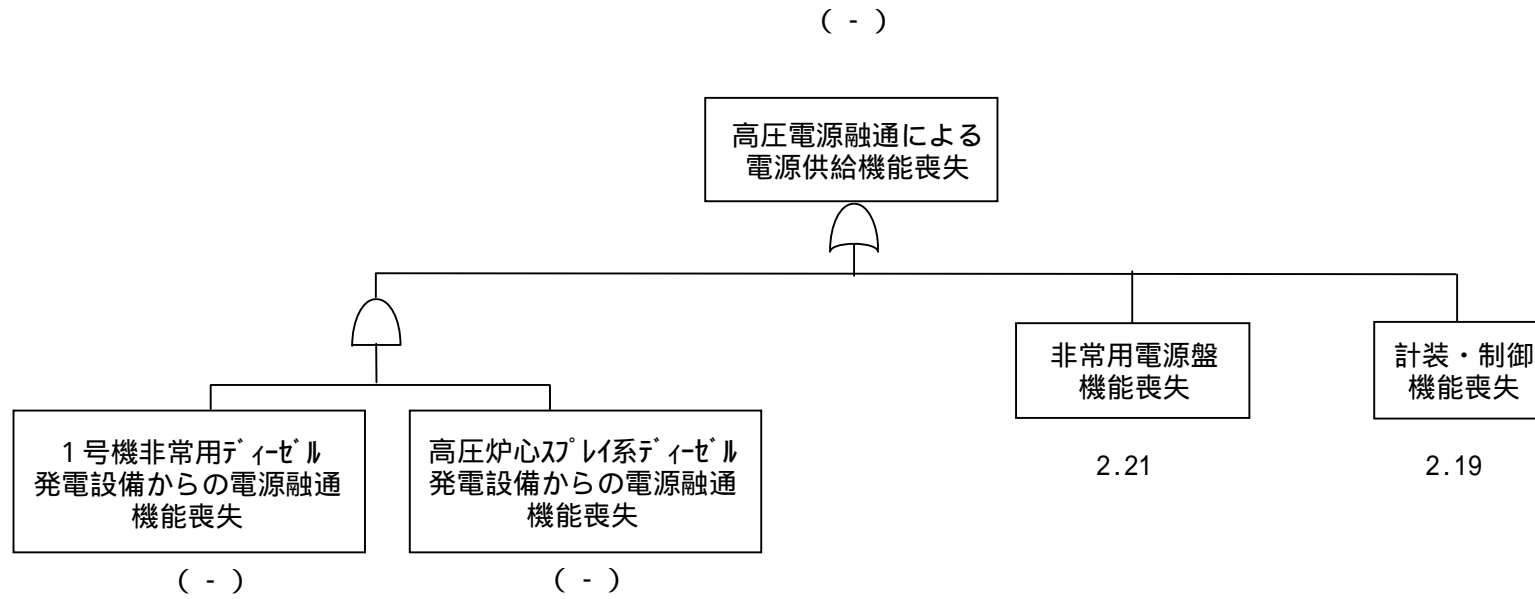


12 : 高圧炉心スプレイ系(HPCS)非常用電源盤のフォールトツリー

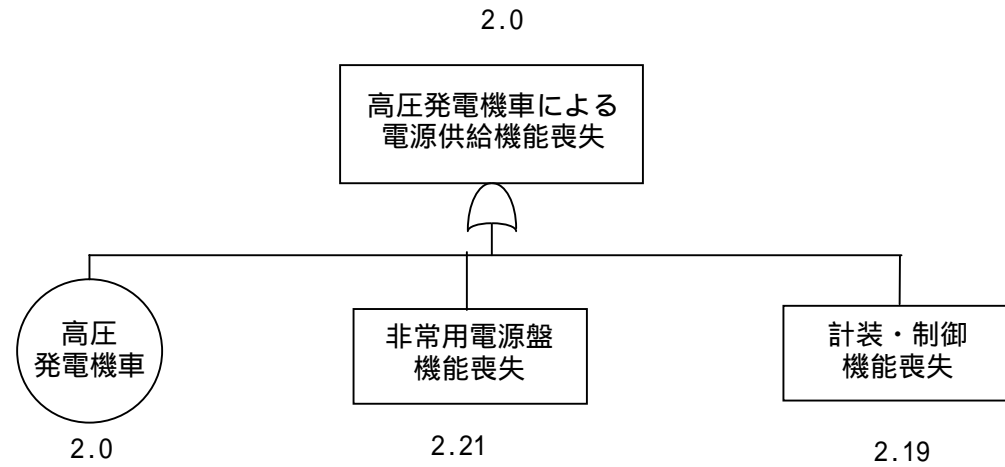
3.60



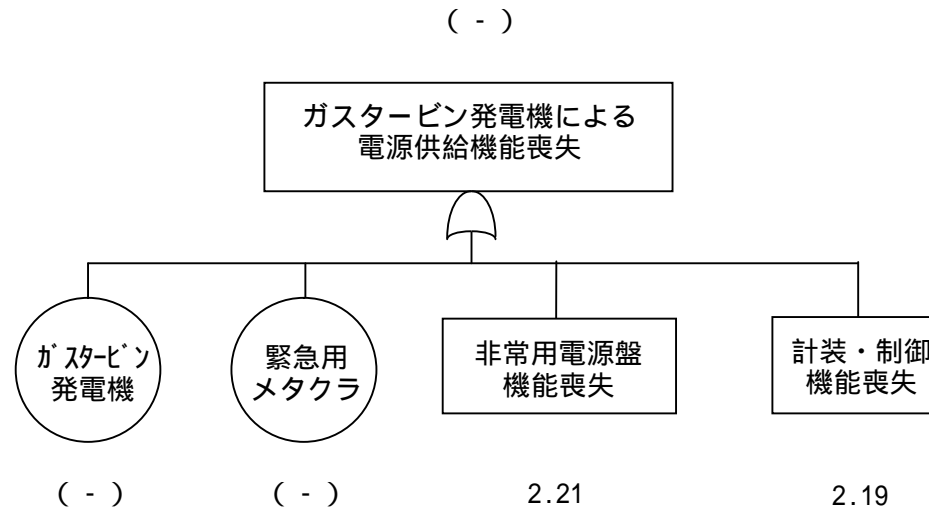
13 : 高圧炉心スプレイ系(HPCS)直流電源による電源供給のフォールトツリー



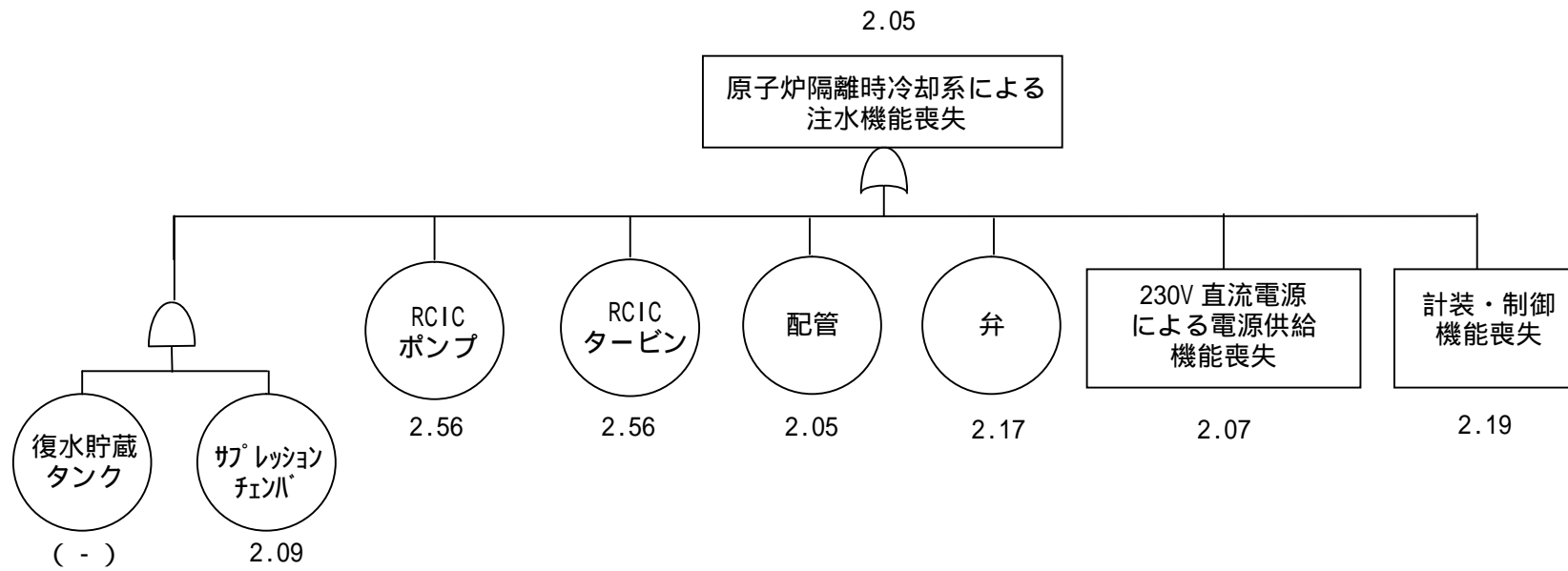
14 : 高圧電源融通による電源供給のフォールトツリー



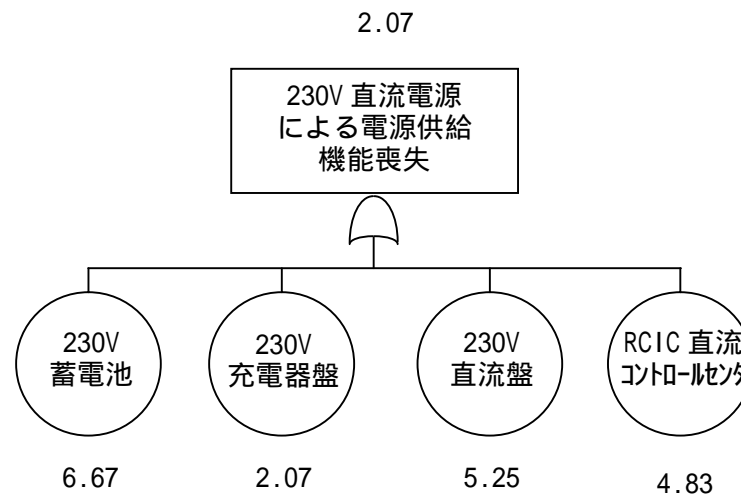
15 : 高圧発電機車による電源供給のフォールトツリー



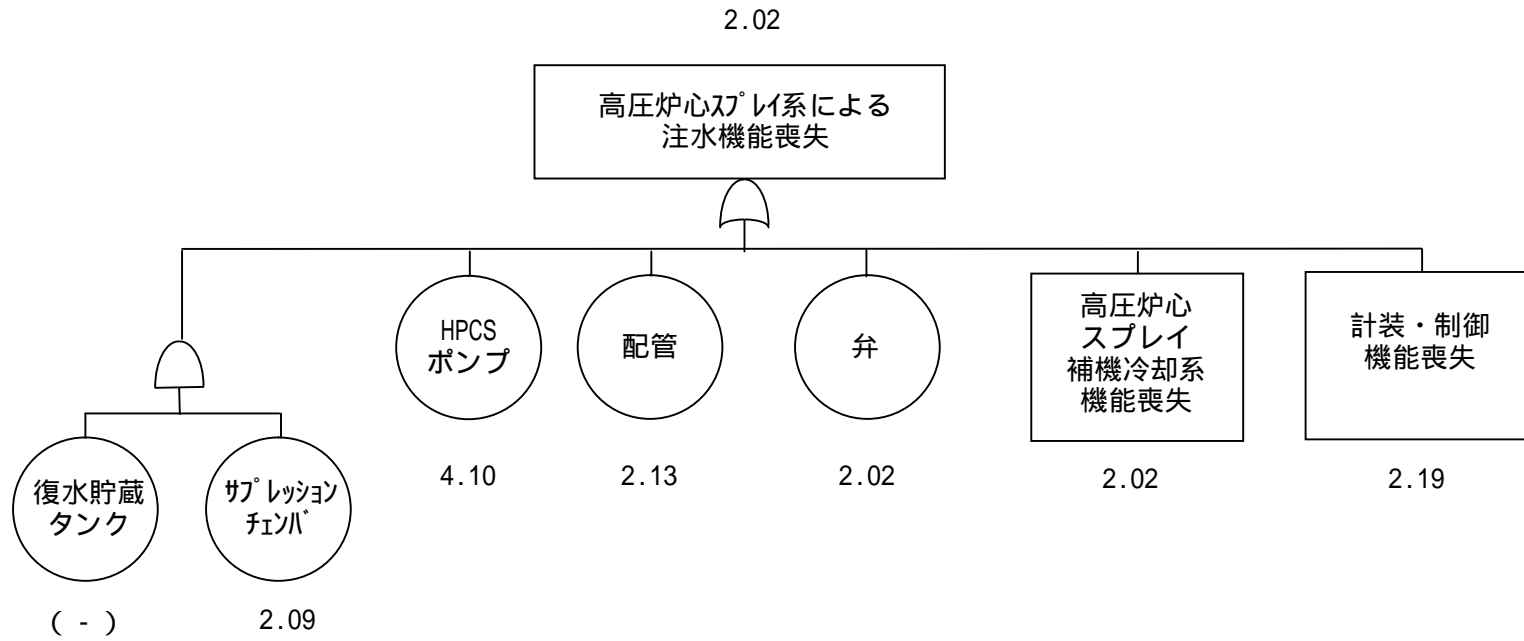
16 : ガスタービン発電機による電源供給のフォールトツリー



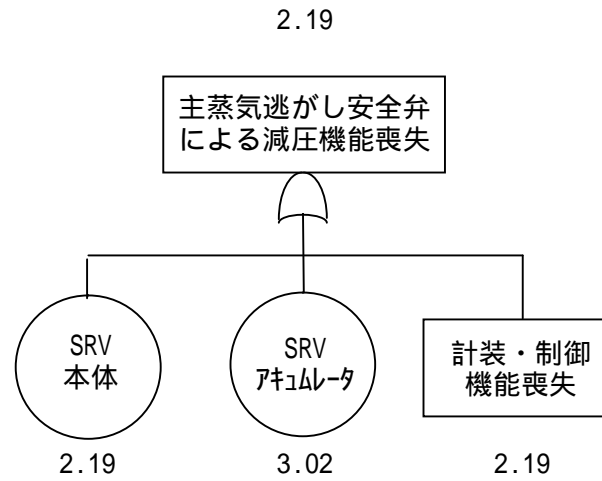
17 : 原子炉隔離時冷却系(R C I C)による注水のフォールトツリー



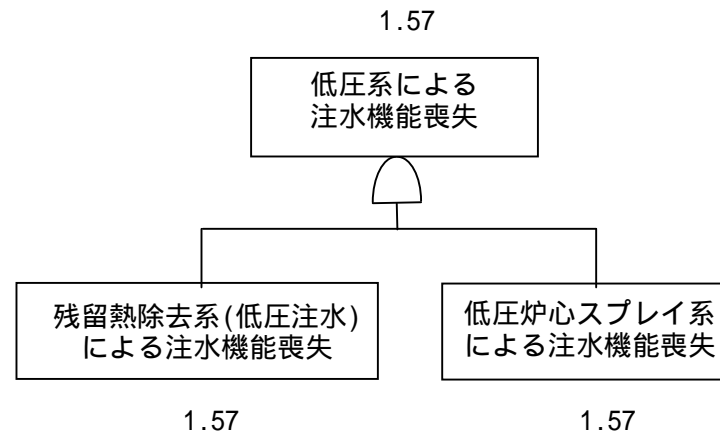
18 : 230V 直流電源による電源供給のフォールトツリー



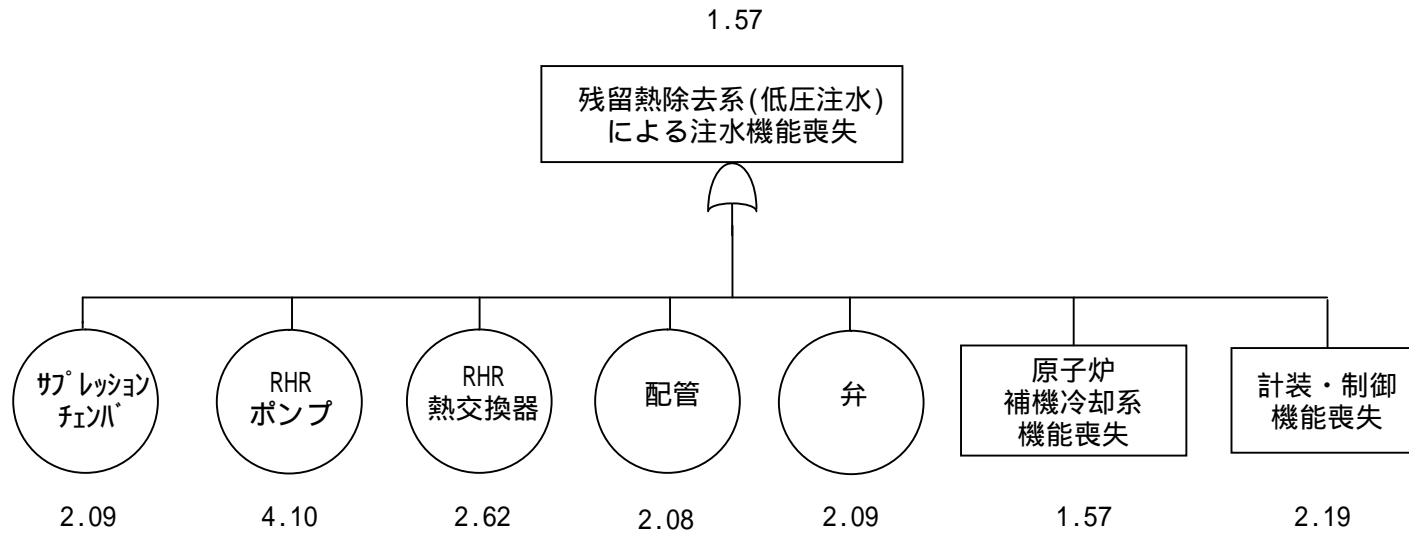
19 : 高圧炉心スプレイ系(HPCS)による注水のフォールトツリー



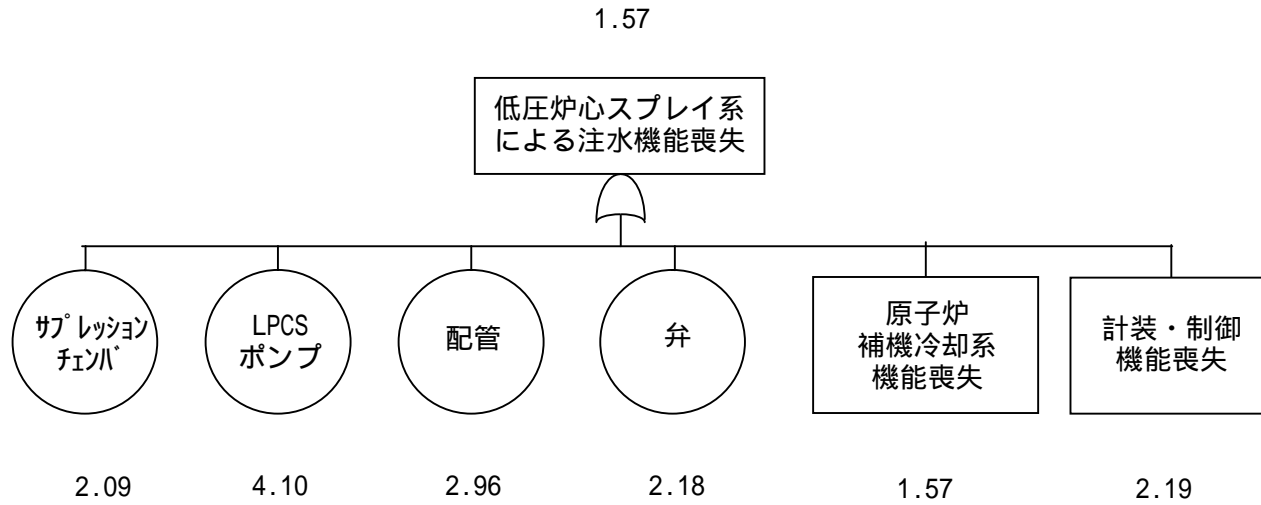
20 : 主蒸気逃がし安全弁(SRV)による減圧のフォールトツリー



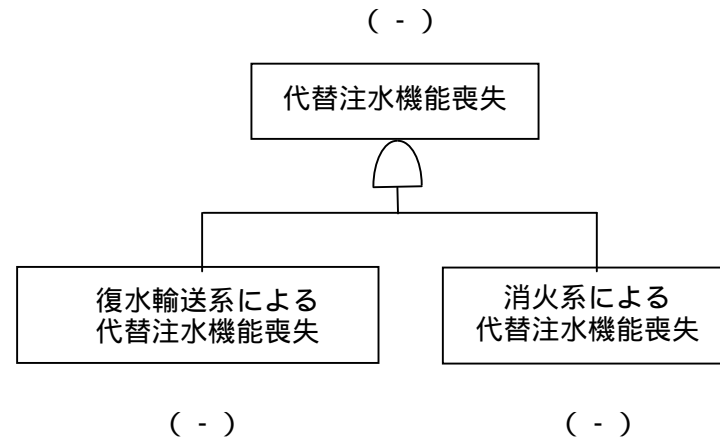
21 : 低圧系による注水のフォールトツリー



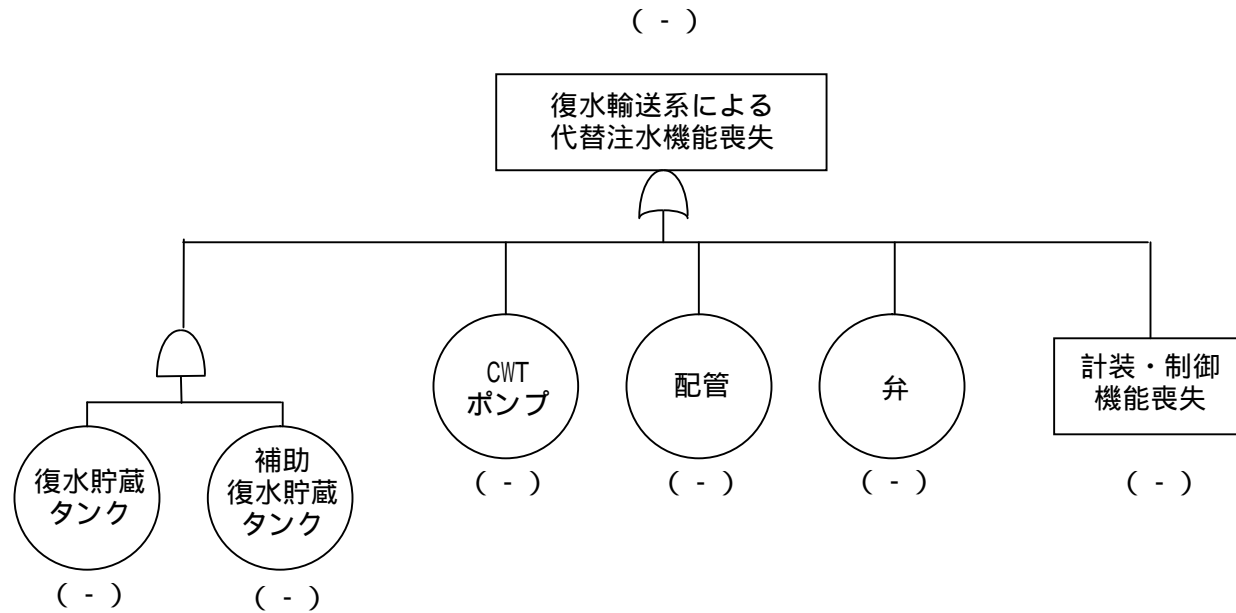
22 : 残留熱除去系 (R H R) (低圧注水) による注水のフォールトツリー



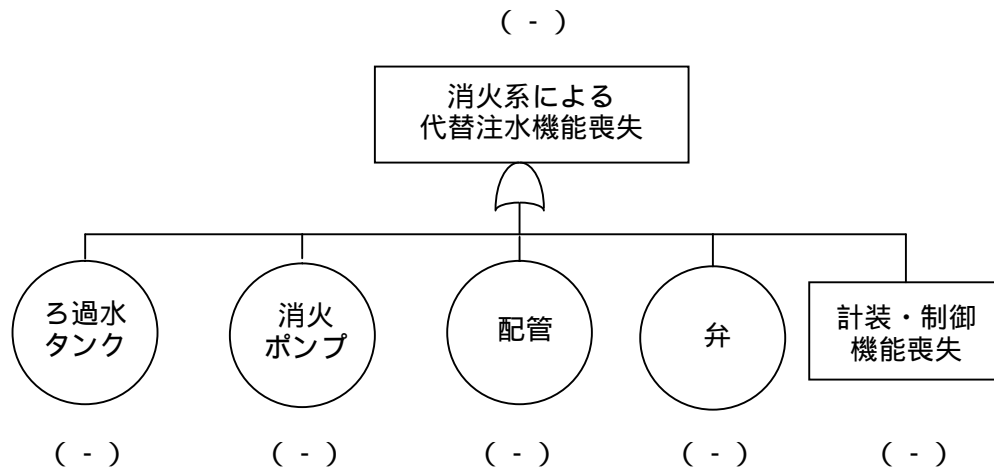
23 : 低圧炉心スプレイ系(L P C S)による注水のフォールトツリー



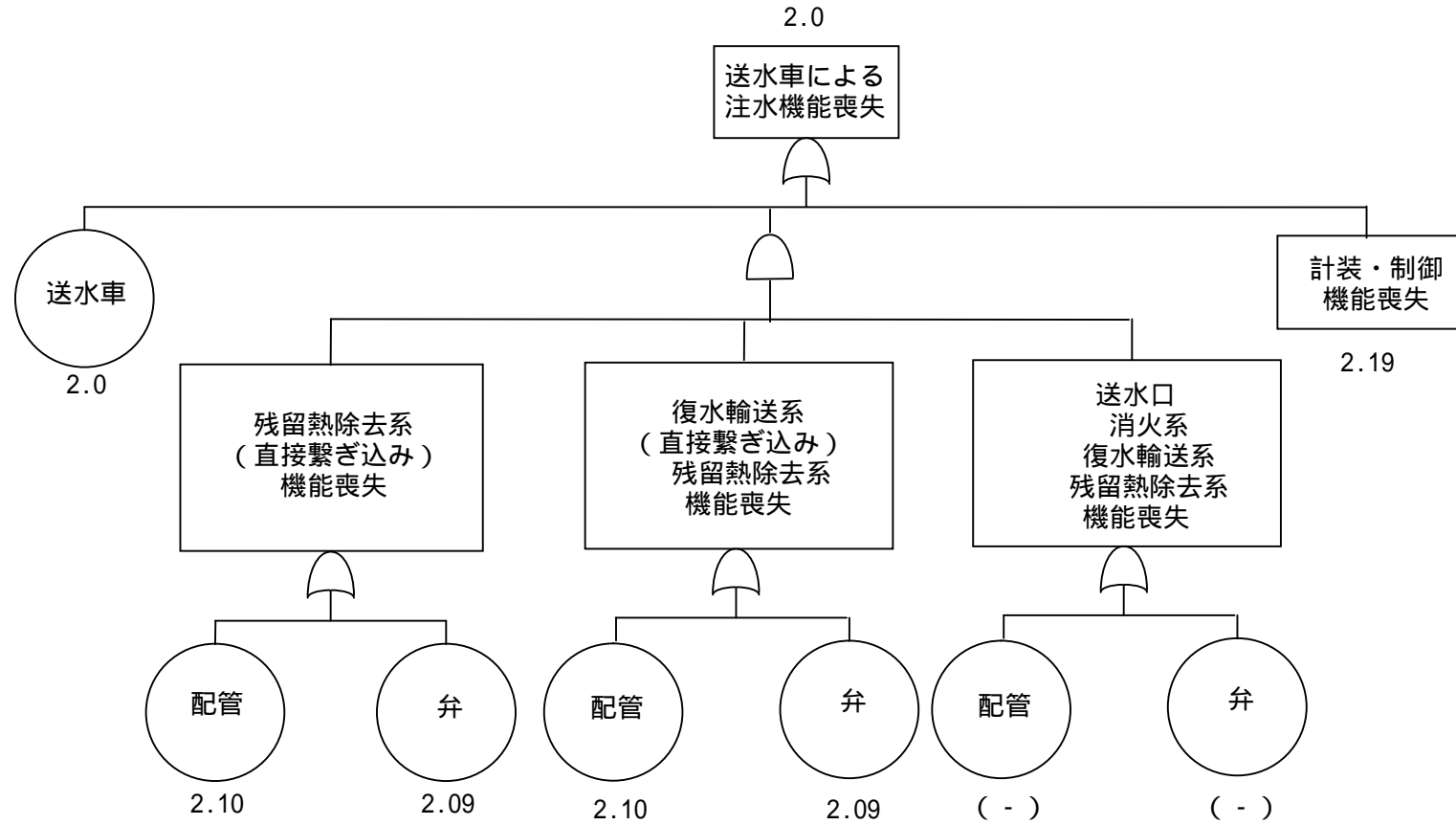
24 : 代替注水のフォールトツリー



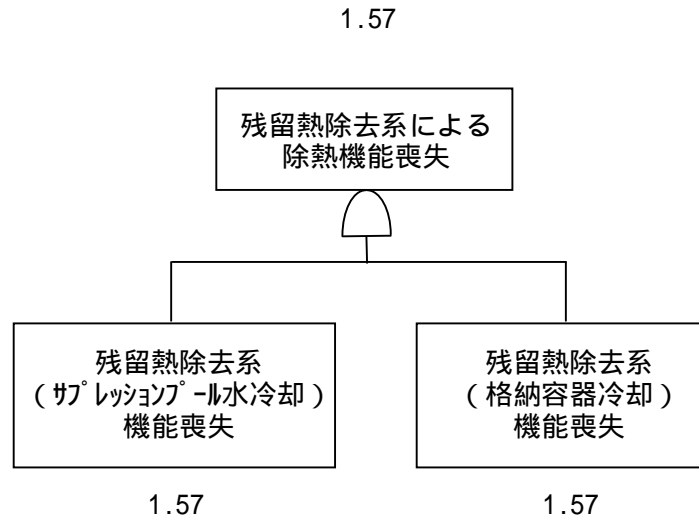
25 : 復水輸送系(CWT)による代替注水のフォールトツリー



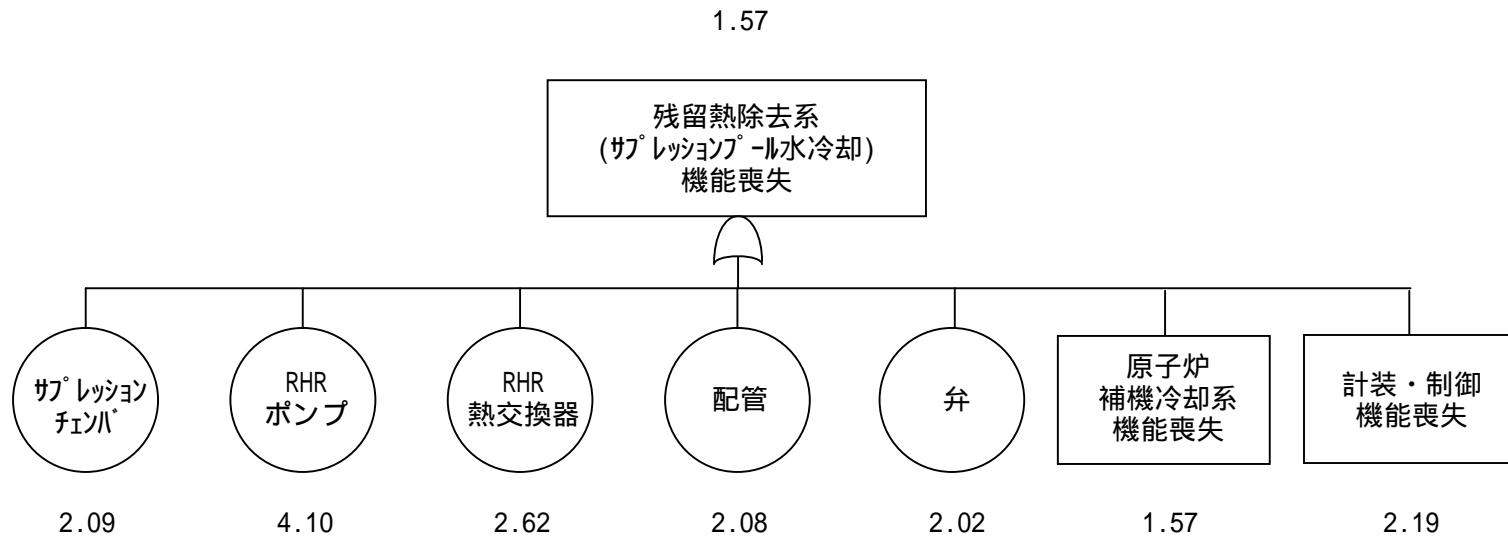
26 : 消火系 (F P) による代替注水のフォールトツリー



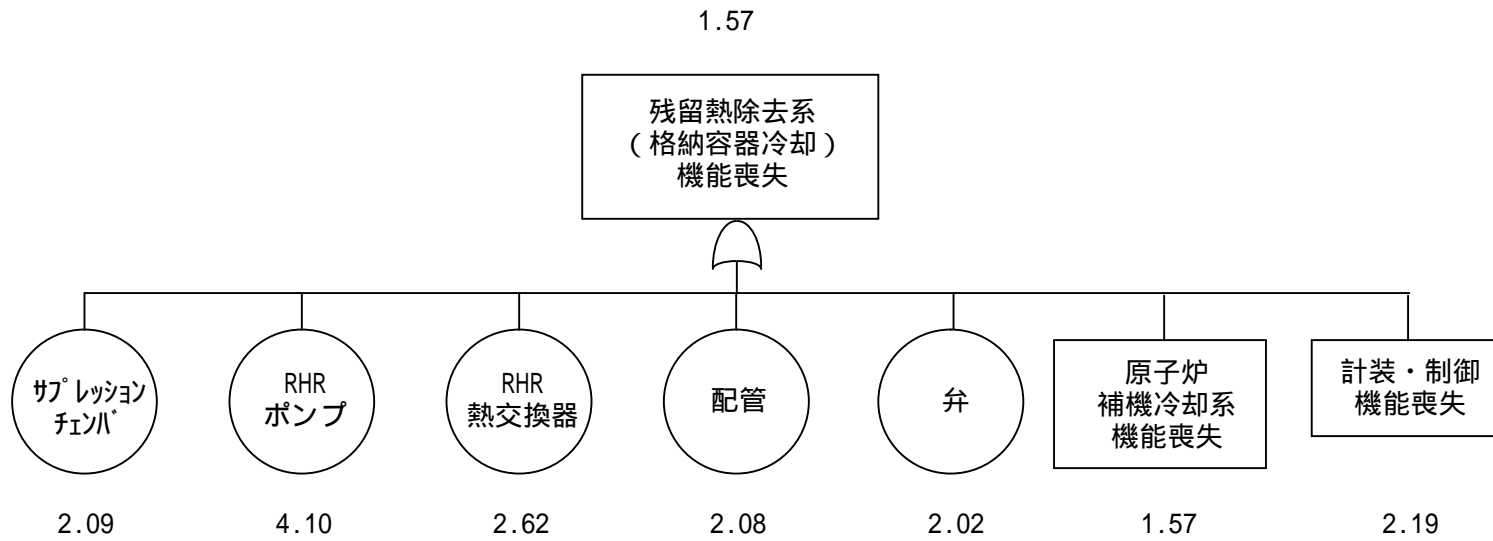
27 : 送水車による注水のフォールトツリー



28 : 残留熱除去系(RHR)による除熱のフォールトツリー

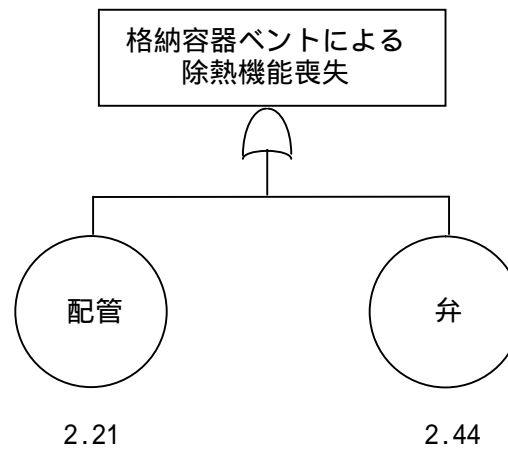


29 : 残留熱除去系 (RHR) (サブプレッションプール水冷却) のフォールトツリー

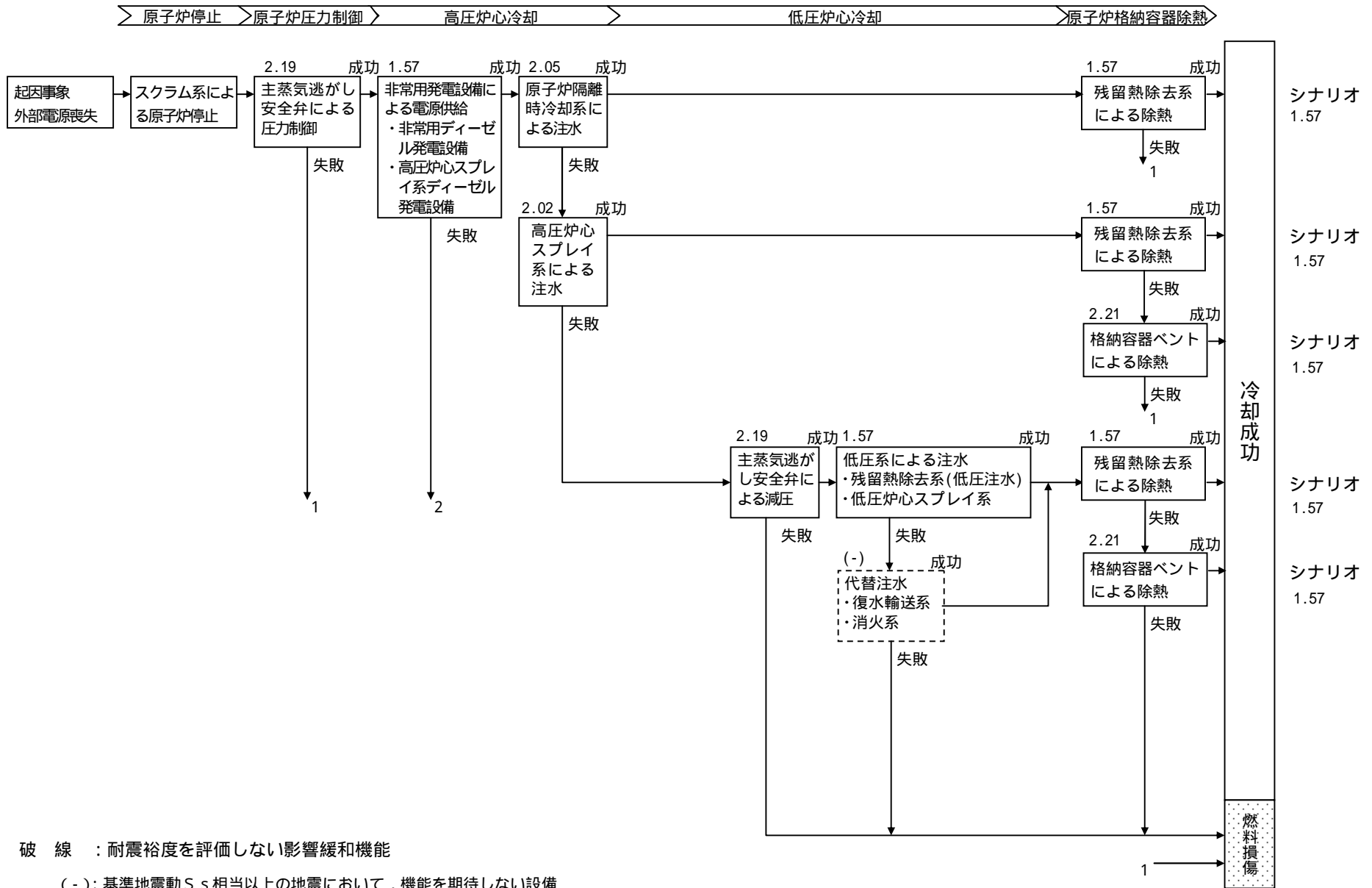


30 : 残留熱除去系 (R H R) (格納容器冷却) のフォールトツリー

2.21

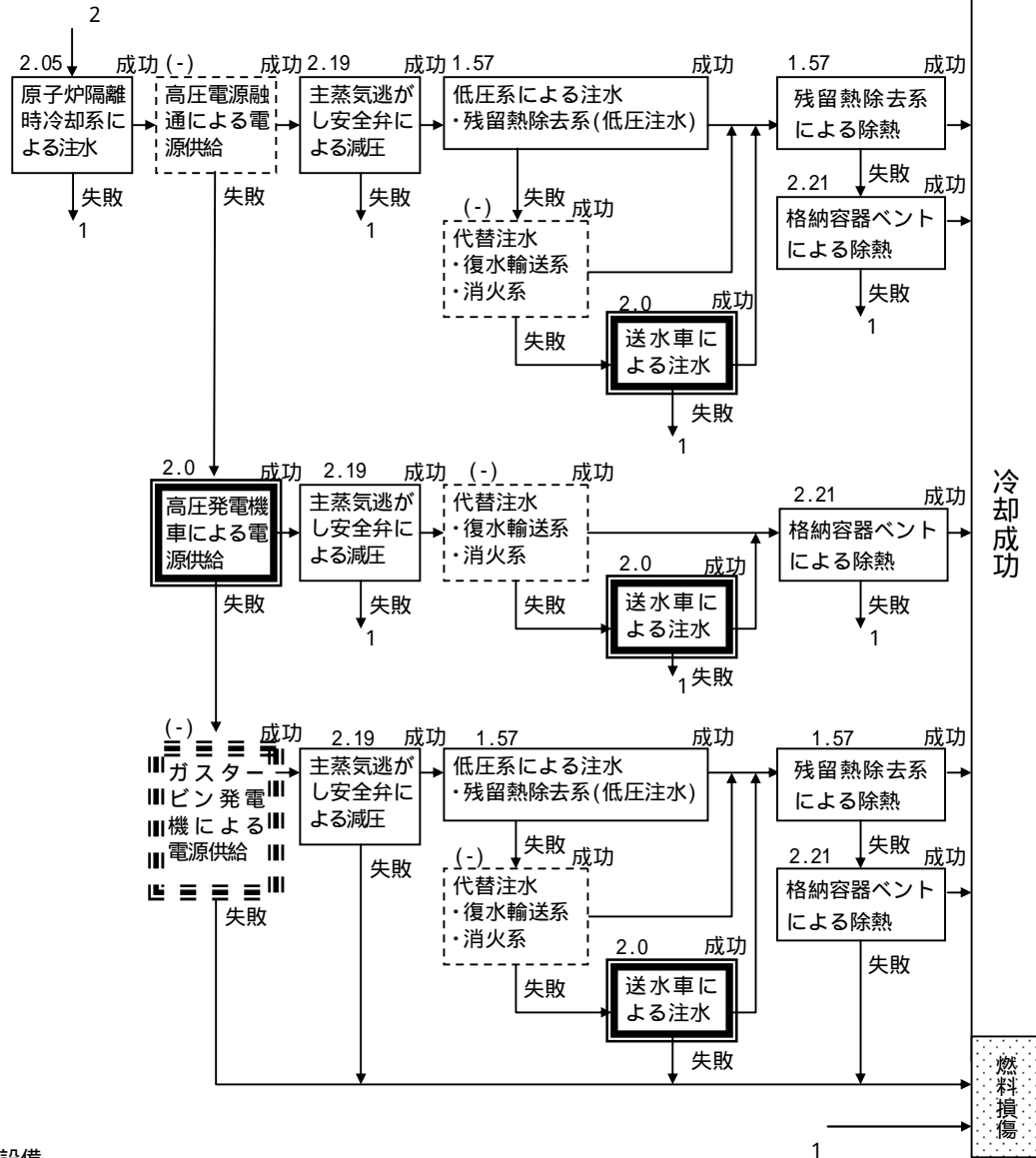


31 : 格納容器ベントによる除熱のフォールトツリー



外部電源喪失のイベントツリー (原子炉) (1 / 2)

原子炉停止 > 原子炉圧力制御 > 高压炉心冷却 > 低压炉心冷却 > 原子炉格納容器除熱



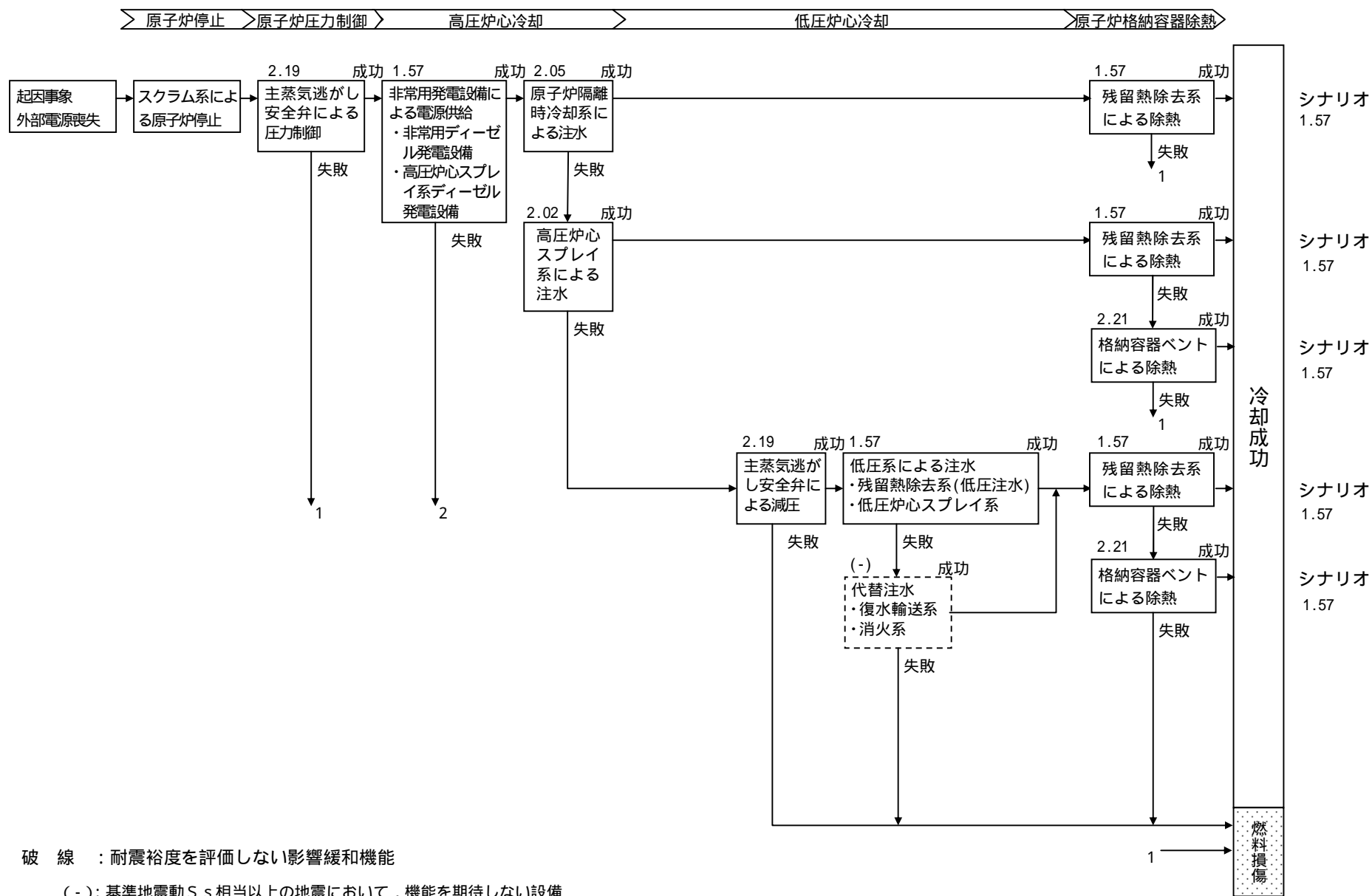
破線 : 耐震裕度を評価しない影響緩和機能

: 緊急安全対策

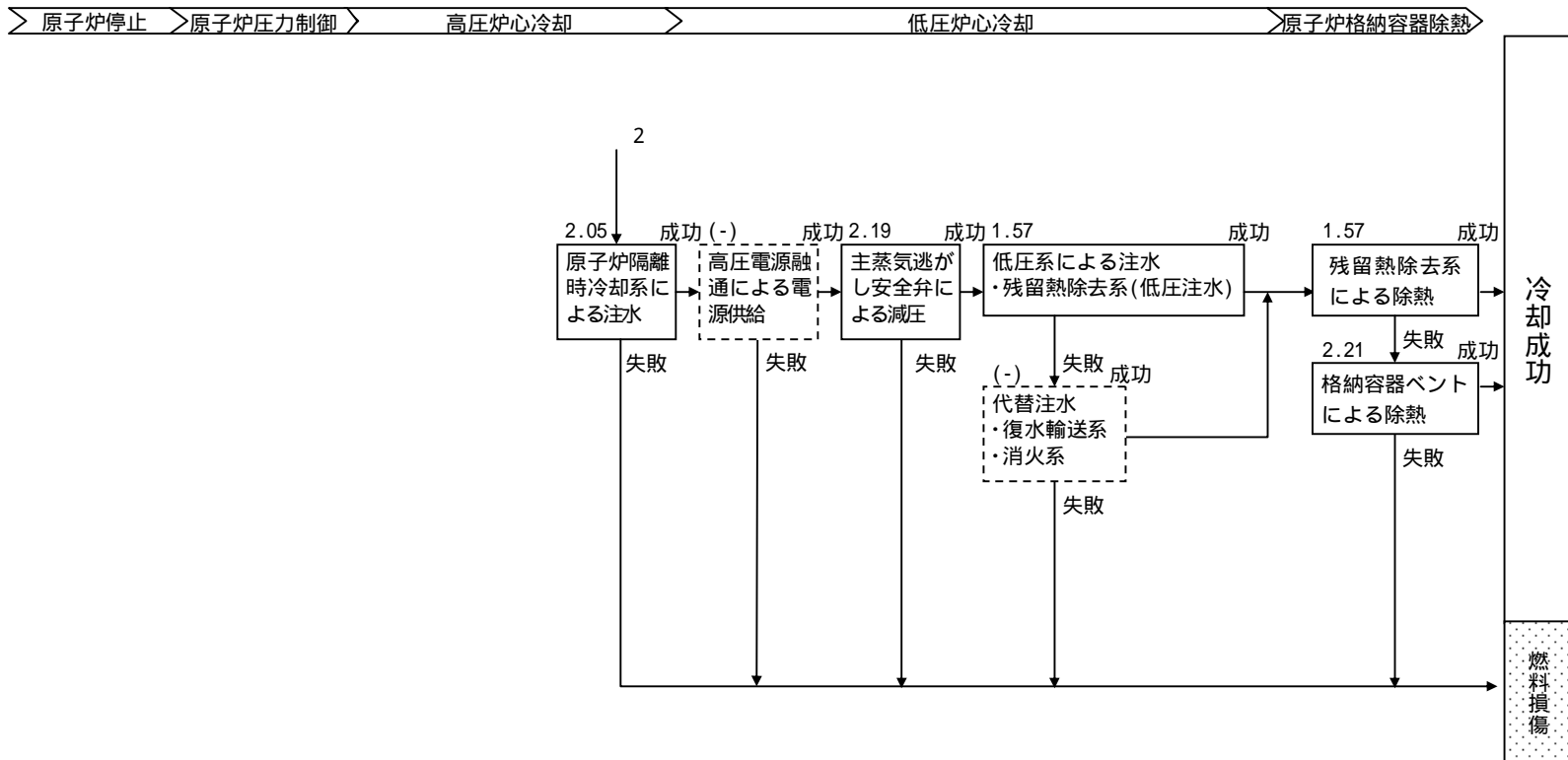
: 更なる信頼性向上対策

(-): 基準地震動Ss相当以上の地震において、機能を期待しない設備

外部電源喪失のイベントツリー (原子炉) (2 / 2)



外部電源喪失のイベントツリー (原子炉) (1 / 2) (緊急安全対策前)



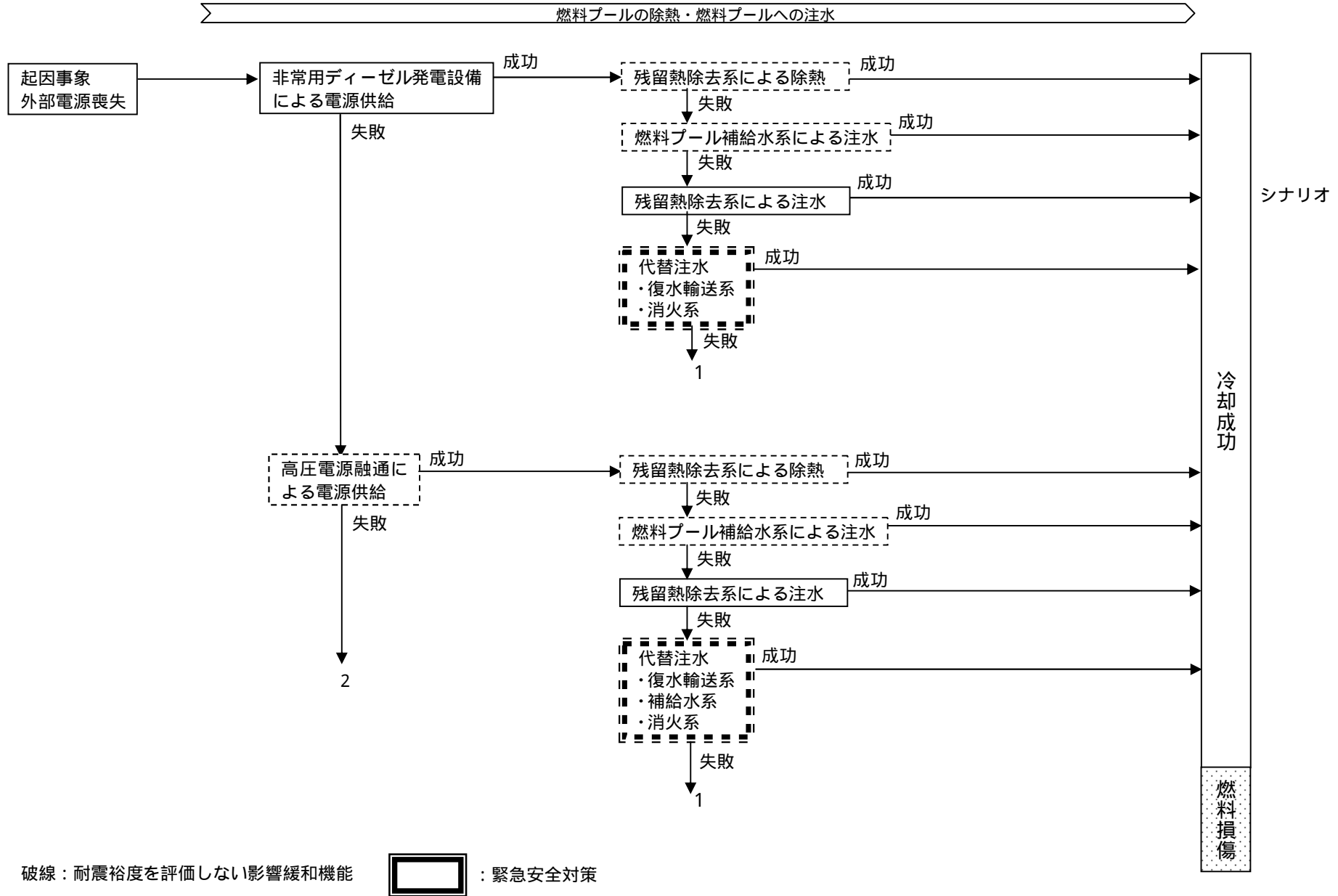
破 線 : 耐震裕度を評価しない影響緩和機能

(-): 基準地震動 S s 相当以上の地震において、機能を期待しない設備

起因事象に関連する設備の裕度評価結果（燃料プール）

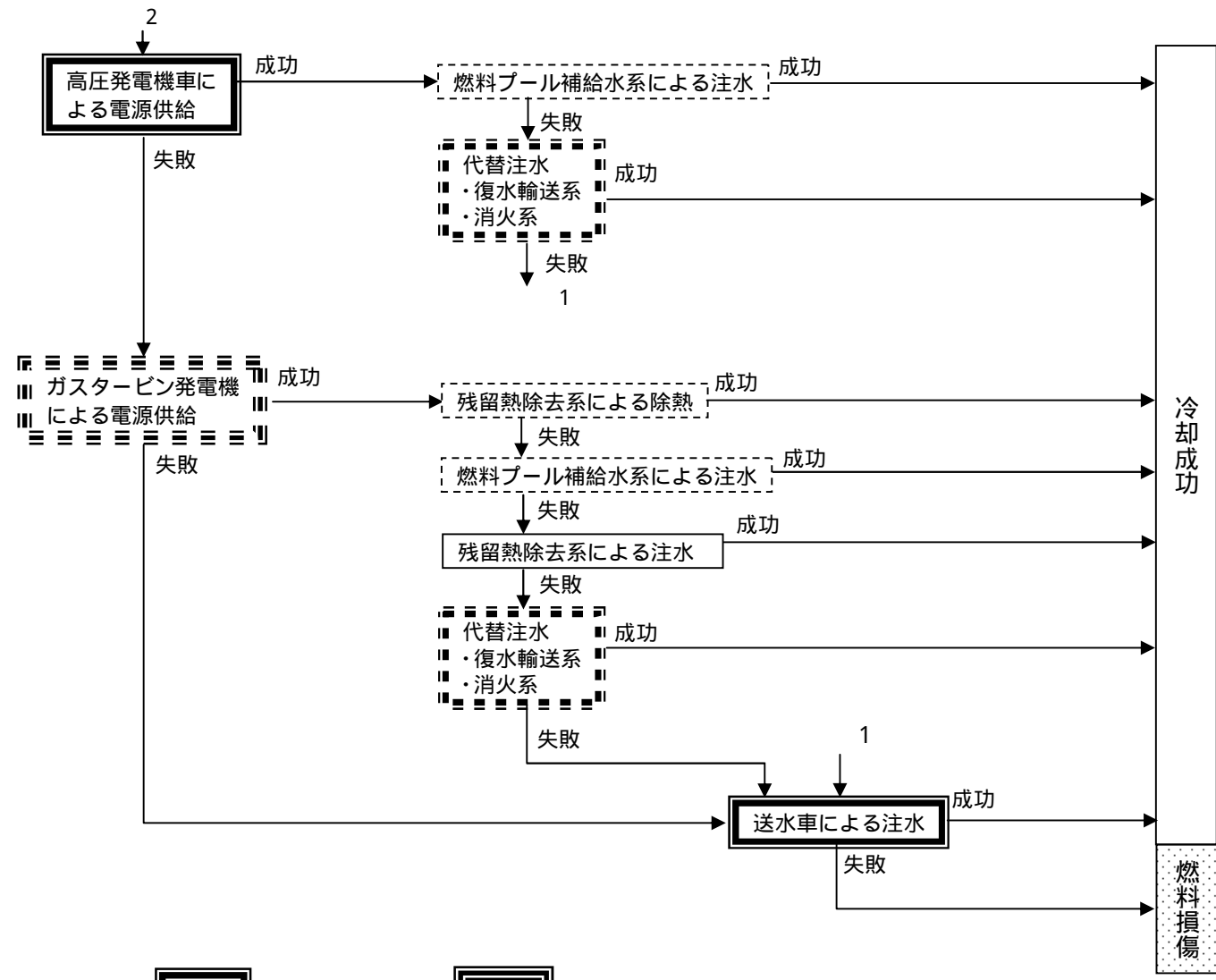
| 起因事象 | 設 備 | 耐震 クラス | 損傷 モード | 単 位 | 発 生 値 (a) | 評 価 基 準 値 (b) | 裕 度 (b/a) |
|---------|-------------|-------------------------------|-----------|-----|--------------|------------------|--------------|
| 外部電源喪失 | 開閉所など | がいしなどの損傷によりS sに至るまでに機能喪失すると想定 | | | | | ~ 1.0 |
| 燃料プール損傷 | 原子炉建物 | S | 構造損傷 | - | 注 | | 2.0 |
| | 使用済燃料貯蔵ラック | S | 構造損傷 | MPa | 142 | 375 | 2.64 |
| | 燃料取替機 | B(Ss) | 構造損傷 | MPa | 254 | 523 | 2.05 |
| | 原子炉建物天井クレーン | B(Sd) | 構造損傷 | MPa | 204 | 400 | 1.96 |

注：2.0 S s を用いた地震応答解析結果にて、せん断ひずみ 4×10^{-3} 未満を確認



外部電源喪失のイベントツリー(燃料プール)(1 / 2)

燃料プールの除熱・燃料プールへの注水



シナリオ
シナリオ
シナリオ

冷却成功

燃料損傷

破線：耐震裕度を評価しない影響緩和機能



：緊急安全対策



：更なる信頼性向上対策

外部電源喪失のイベントツリー(燃料プール)(2 / 2)

イベントツリーに係る設備の機能的な関係の整理（地震：燃料プール）

| フロントライン系 サポート系 | | 残留熱除去系による除熱 | 残留熱除去系による注水 | 燃料プール補給水系による注水 | 代替注水 | | | 送水車による注水 |
|---------------------|----------|-------------|-------------|----------------|-------|------|-----|----------|
| | | | | | 復水輸送系 | 補給水系 | 消火系 | |
| 計装・制御 | | | | | | - | | - |
| 直流電源による電源供給 | | | | | | - | | - |
| 1号機計装・制御 | | - | - | - | - | | - | - |
| 非常用ディーゼル発電設備による電源供給 | | | | | | - | | - |
| 高圧電源融通による電源供給 | | | | | | | | - |
| 高圧発電機車による電源供給 | | - | - | | | - | | - |
| ガスタービン発電機による電源供給 | | | | | | - | | - |
| 非常用電源盤 | | | | | | - | | - |
| 1号機常用電源盤 | | - | - | - | - | | - | - |
| 常用電源盤 | | - | - | - | - | | - | - |
| 補機冷却系 | 原子炉補機冷却系 | | | - | - | - | - | - |
| | 原子炉補機海水系 | | | - | - | - | - | - |

影響緩和機能に関連する設備の裕度評価結果（燃料プール）

(1)影響緩和機能（フロントライン系）に関連する設備

| フロントライン系 | 設備 | | 耐震クラス ¹ | 損傷モード | 単位 | 発生値 (a) | 評価基準値 (b) | 裕度 (b/a) |
|--------------------------------|--|-----------|--------------------|------------------|-----|------------------|------------------|----------|
| 残留熱除去系 (RHR)による除熱 | スキマサージタンク | | B | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | 残留熱除去系 | RHRポンプ | S | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.6 | 4.10 |
| | | RHR熱交換器 | | 構造損傷 | MPa | 248 | 651 | 2.62 |
| | 配管 弁 | | B | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| 燃料プール補給水系 (FMW)による注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | B | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | 燃料プール補給水系 | FMWポンプ | | | | | | |
| | | 配管 | | | | | | |
| | | 弁 | | | | | | |
| 残留熱除去系 (RHR)による注水 | サブプレッションチェンバ | | S | 構造損傷 | MPa | 205 | 430 | 2.09 |
| | 残留熱除去系 | RHRポンプ | | 機能損傷 | G | 0.39 | 1.6 | 4.10 |
| | | RHR熱交換器 | | 構造損傷 | MPa | 248 | 651 | 2.62 |
| | 配管 | | | 構造損傷 | MPa | 125 ² | 261 ² | 2.08 |
| | 弁 | | | 機能損傷 | G | 1.94 | 6.0 | 3.09 |
| | 復水輸送系 (CWT)による代替注水 | 復水輸送系 | | 復水貯蔵タンク | B | 耐震裕度を評価しない | | |
| 補助復水貯蔵タンク | | | | | | | | |
| CWTポンプ | | | | | | | | |
| 復水輸送系 燃料プール冷却系 スキマサージタンク | | スキマサージタンク | | | | | | |
| | | 配管 | | | | | | |
| | | 弁 | | | | | | |
| 復水輸送系 ホース | 配管 | - | | | | | | |
| | 弁 | - | | | | | | |
| 補給水系 (MUW)による代替注水 | 水ろ過・純水設備系 | 純水タンク | C | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | 補給水系 | 補給水ポンプ | | | | | | |
| | 配管 | | | | | | | |
| | 弁 | | | | | | | |
| 消火系 (FP)による代替注水 | 水ろ過・純水設備系 | ろ過水タンク | C | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | 消火系 | 消火ポンプ | B | | | | | |
| | 消火系 復水輸送系 燃料プール冷却系 スキマサージタンク | スキマサージタンク | | | | | | |
| | | 配管 | C | | | | | |
| | | 弁 | | | | | | |
| | 消火系 消火栓 ホース | 配管 | - | | | | | |
| 弁 | | - | | | | | | |
| 送水車による注水 | 送水車 | | - | 2.0Ssで転倒しないことを確認 | | | | 2.0 |
| | 送水口 消火系 復水輸送系 燃料プール冷却系 スキマサージタンク | スキマサージタンク | B | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | | 配管 | C | | | | | |
| | | 弁 | | | | | | |
| 送水口 消火系 消火栓 ホース | 配管 | - | | | | | | |

1：複数の系統に係る設備については、最も耐震クラスが低い系統の耐震クラスを記載

2：発生値および評価基準値は、それぞれ「地震による応力」、「評価基準値 - 地震以外による応力」を記載（添付5.1-3 3.7）

影響緩和機能に関連する設備の裕度評価結果（燃料プール）

(2)影響緩和機能（サポート系）に関連する設備

| サポート系 | 設備 | | 耐震 クラス ¹ | 損傷 モード | 単位 | 発生値 (a) | 評価基準値 (b) | 裕度 (b/a) |
|---------------------|---|-----------|------------------------|------------------|------|------------------|------------------|-------------|
| 非常用ディーゼル発電設備による電源供給 | 燃料貯蔵タンク | | S | 構造損傷 | MPa | 116 | 288 | 2.48 |
| | 燃料デイトank | | | 構造損傷 | MPa | 71 | 191 | 2.69 |
| | 空気だめ | | | 構造損傷 | MPa | 100 | 259 | 2.59 |
| | 燃料移送ポンプ | | | 機能損傷 | G | 0.50 | 1.0 | 2.00 |
| | 非常用ディーゼル発電機 | | | 機能損傷 | G | 0.61 | 1.1 | 1.80 |
| | 燃料移送配管 | | | 構造損傷 | MPa | 239 ² | 388 ² | 1.62 |
| | 燃料移送弁 | | | 機能損傷 | G | 3.52 | 6.0 | 1.70 |
| 補機冷却系 | 原子炉補機冷却系 (RCW) | RCWポンプ | S | 機能損傷 | G | 0.62 | 1.0 | 1.61 |
| | | RCW熱交換器 | | 構造損傷 | MPa | 82 | 170 | 2.07 |
| | | RCWサージタンク | | 構造損傷 | MPa | 112 | 295 | 2.63 |
| | | 配管 | | 構造損傷 | MPa | 146 ² | 319 ² | 2.18 |
| | | 弁 | | 機能損傷 | G | 5.31 | 10.0 | 1.88 |
| | 原子炉補機海水系 (RSW) | RSWポンプ | S | 機能損傷 | G | 0.79 | 1.6 | 2.02 |
| | | RSWストレーナ | | 構造損傷 | MPa | 100 | 488 | 4.88 |
| | | 配管 | | 構造損傷 | MPa | 237 ² | 374 ² | 1.57 |
| | | 弁 | | 機能損傷 | G | 4.59 | 10.0 | 2.17 |
| | | 非常用メタクラ | | S | 機能損傷 | G | 0.92 | 2.04 |
| 動力変圧器 | 構造損傷 | MPa | 40 | | 207 | 5.17 | | |
| 非常用ロードセンタ | 機能損傷 | G | 0.82 | | 2.0 | 2.43 | | |
| 非常用コントロールセンタ | 機能損傷 | G | 0.93 | | 3.0 | 3.22 | | |
| 計装・制御 | 制御盤 | | S | 機能損傷 | G | 0.82 | 1.8 | 2.19 |
| | 計装ラック | | | 機能損傷 | G | 0.82 | 2.0 | 2.43 |
| | 計装用無停電交流電源装置 | | | 機能損傷 | G | 0.89 | 3.0 | 3.37 |
| 直流電源による電源供給 | 蓄電池 | | S | 構造損傷 | MPa | 26 | 207 | 7.96 |
| | 充電器盤 | | | 機能損傷 | G | 0.62 | 1.6 | 2.58 |
| | 直流盤 | | | 機能損傷 | G | 0.62 | 3.1 | 5.00 |
| 高圧電源融通による電源供給 | 1号機非常用ディーゼル発電設備からの電源融通 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備からの電源融通 | | C | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| 高圧発電機車による電源供給 | 高圧発電機車 | | - | 2.0Ssで転倒しないことを確認 | | | | 2.0 |
| ガスタービン発電機による電源供給 | ガスタービン発電機 緊急用メタクラ | | - | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| 常用電源盤 | 常用メタクラ | | C | 耐震裕度を評価しない | | | | |
| | 動力変圧器 | | | | | | | |
| | 常用ロードセンタ | | | | | | | |
| | 常用コントロールセンタ | | | | | | | |
| 1号機常用電源盤 | - | | C | 耐震裕度を評価しない | | | | |

1: 複数の系統に係る設備については、最も耐震クラスが低い系統の耐震クラスを記載

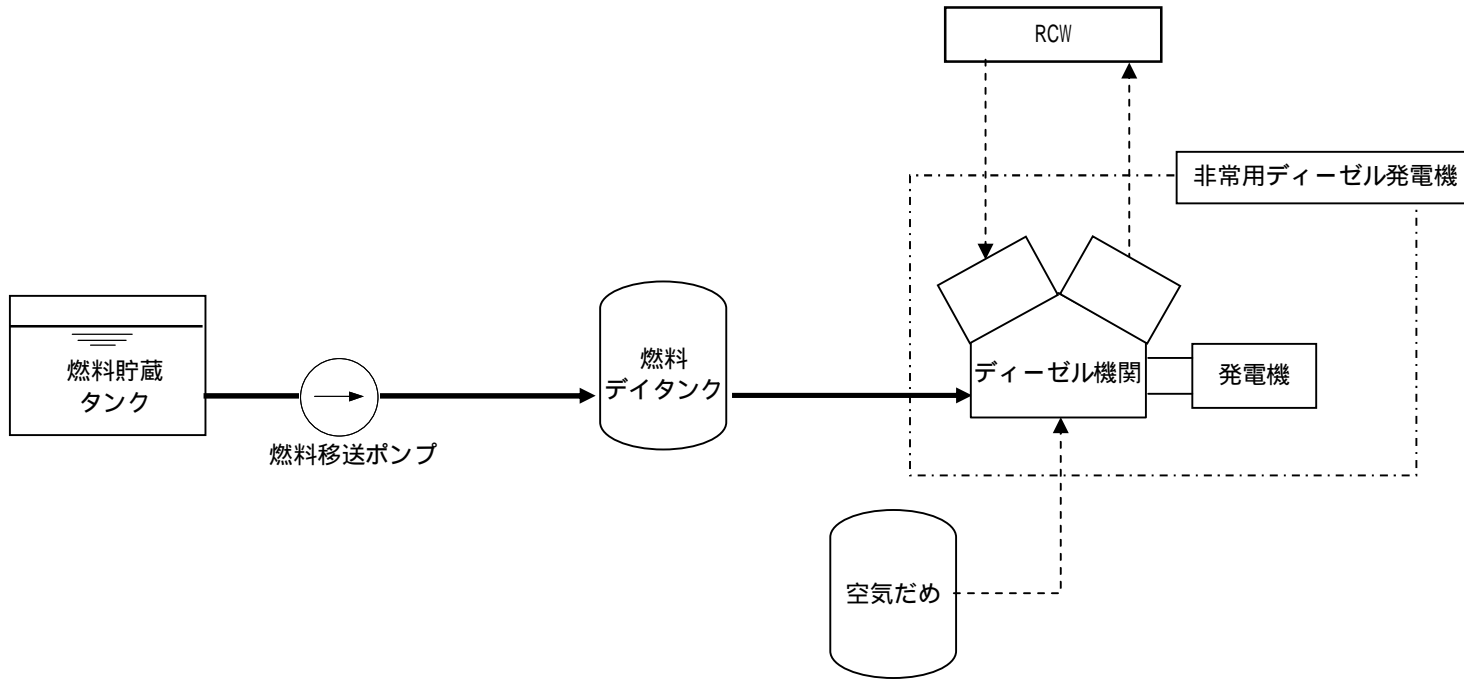
2: 発生値および評価基準値は、それぞれ「地震による応力」、「評価基準値 - 地震以外による応力」を記載（添付5.1-3 3.7）

各影響緩和機能の概略系統図（地震：燃料プール）

- 1：非常用ディーゼル発電設備の概略系統図
- 2：原子炉補機冷却系（RCW）/原子炉補機海水系（RSW）の概略系統図
- 3：電源関係の概略系統図
- 4：残留熱除去系（RHR）による除熱の概略系統図
- 5：燃料プール補給水系（FMW）による注水の概略系統図
- 6：残留熱除去系（RHR）による注水の概略系統図
- 7：復水輸送系（CWT）による代替注水の概略系統図
- 8：補給水系（MUW）による代替注水の概略系統図
- 9：消火系（FP）による代替注水の概略系統図
- 10：送水車による注水の概略系統図

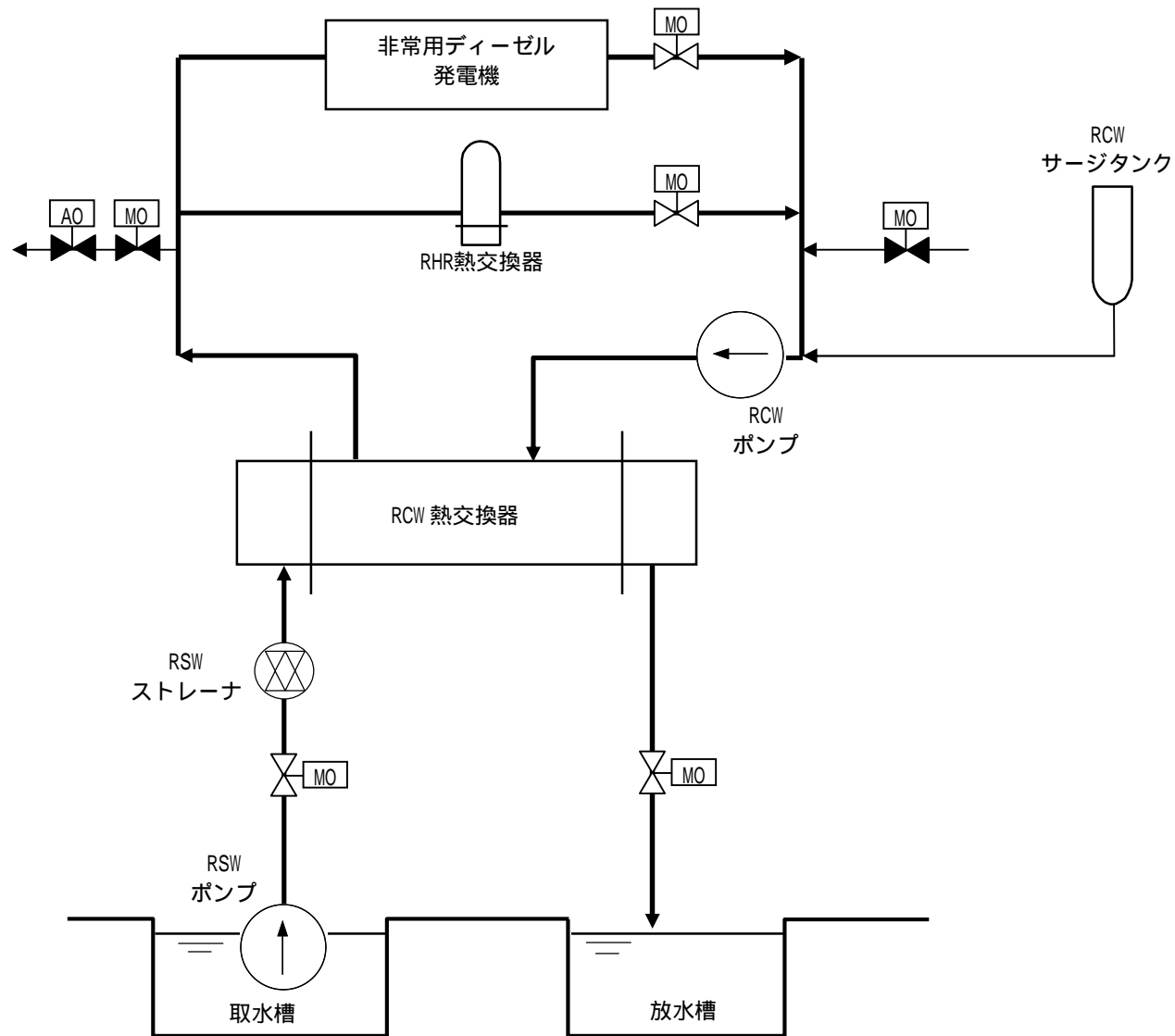
略称

| | |
|---------------|----------------|
| RCW：原子炉補機冷却系 | MUW：補給水系 |
| RSW：原子炉補機海水系 | FP：消火系 |
| RHR：残留熱除去系 | HPCS：高圧炉心スプレイ系 |
| FMW：燃料プール補給水系 | AO：空気駆動 |
| CWT：復水輸送系 | MO：電気駆動 |
| FPC：燃料プール冷却系 | GT：ガスタービン発電機 |

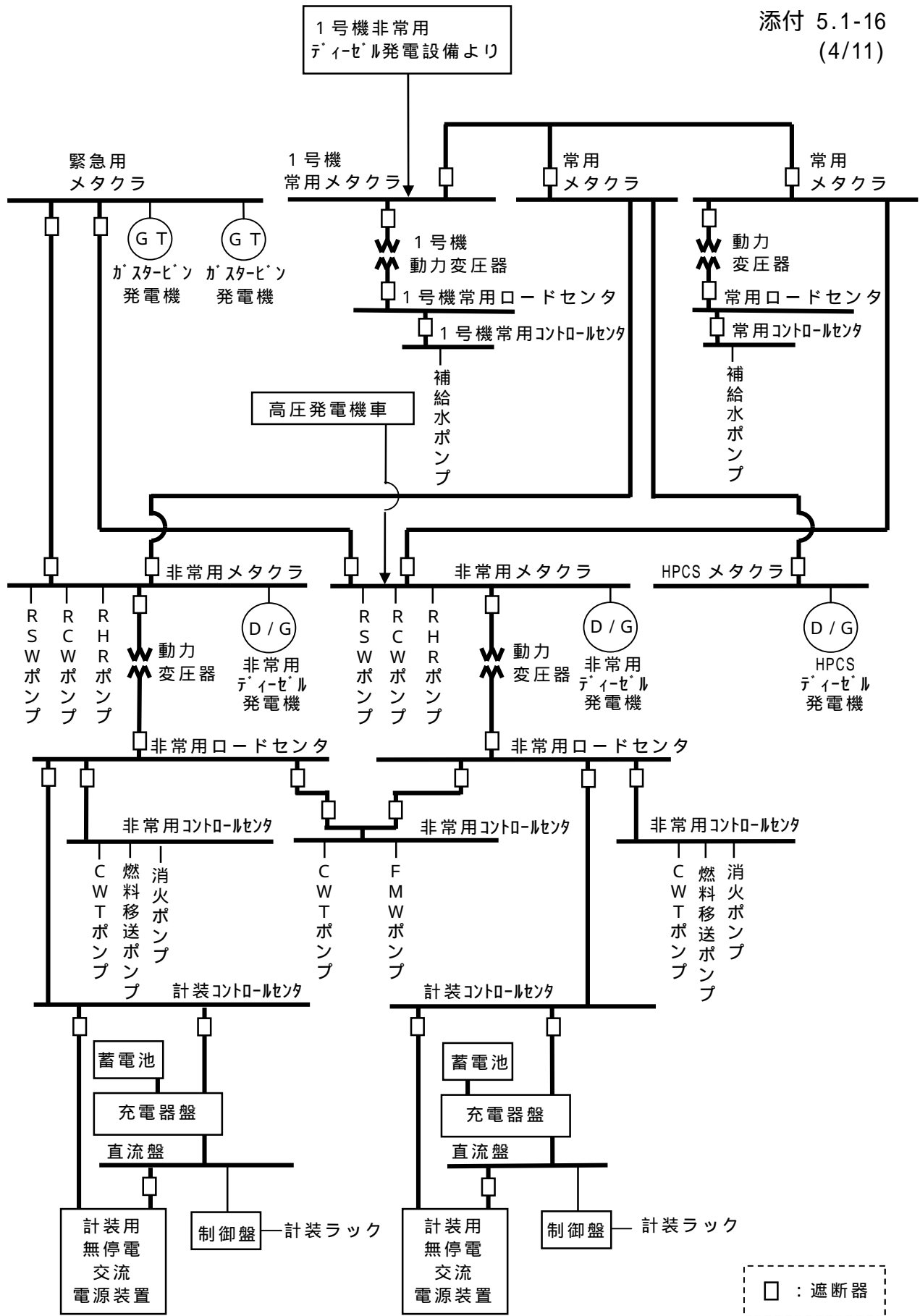


1 : 非常用ディーゼル発電設備の概略系統図

S2 添 5.1-16 R0

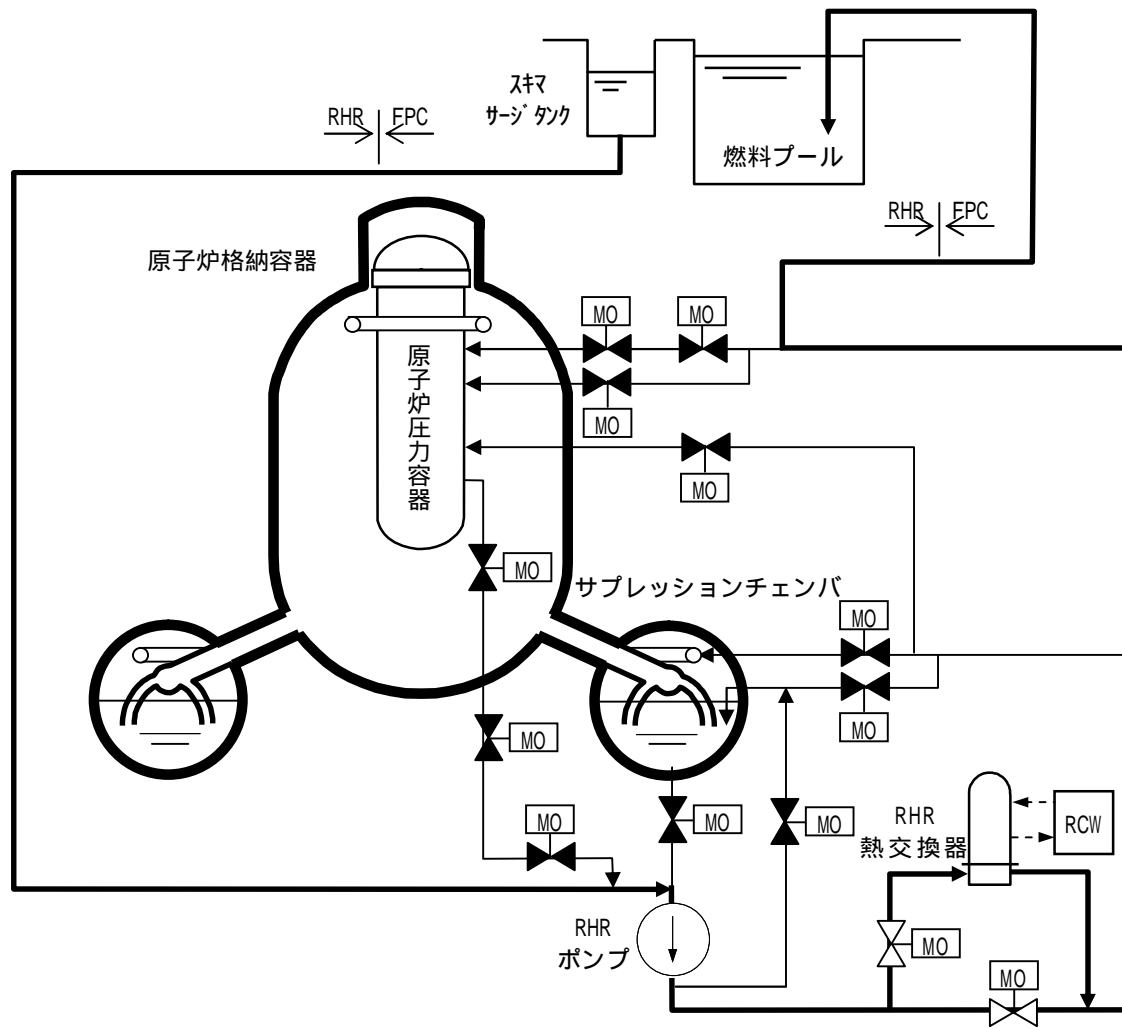


2 : 原子炉補機冷却系 (RCW) / 原子炉補機海水系 (RSW) の概略系統図

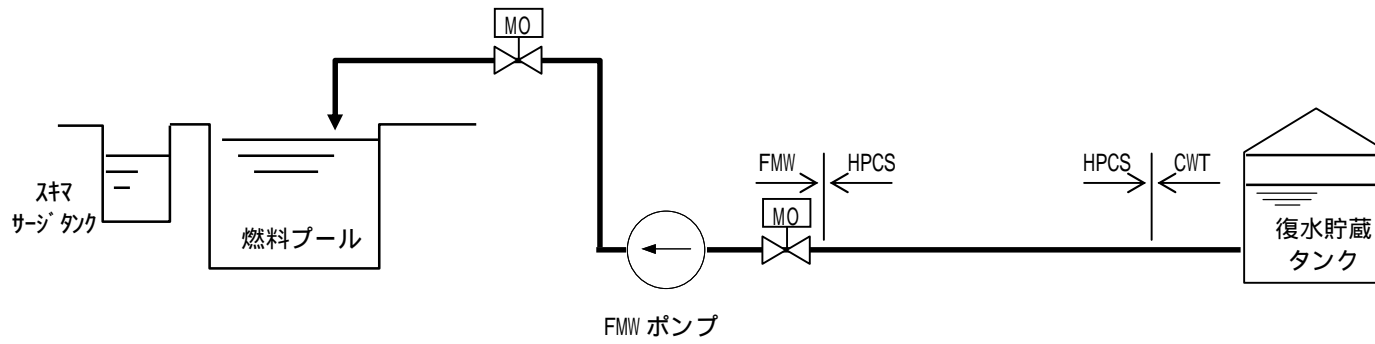


S2 添付 5.1-16 R0

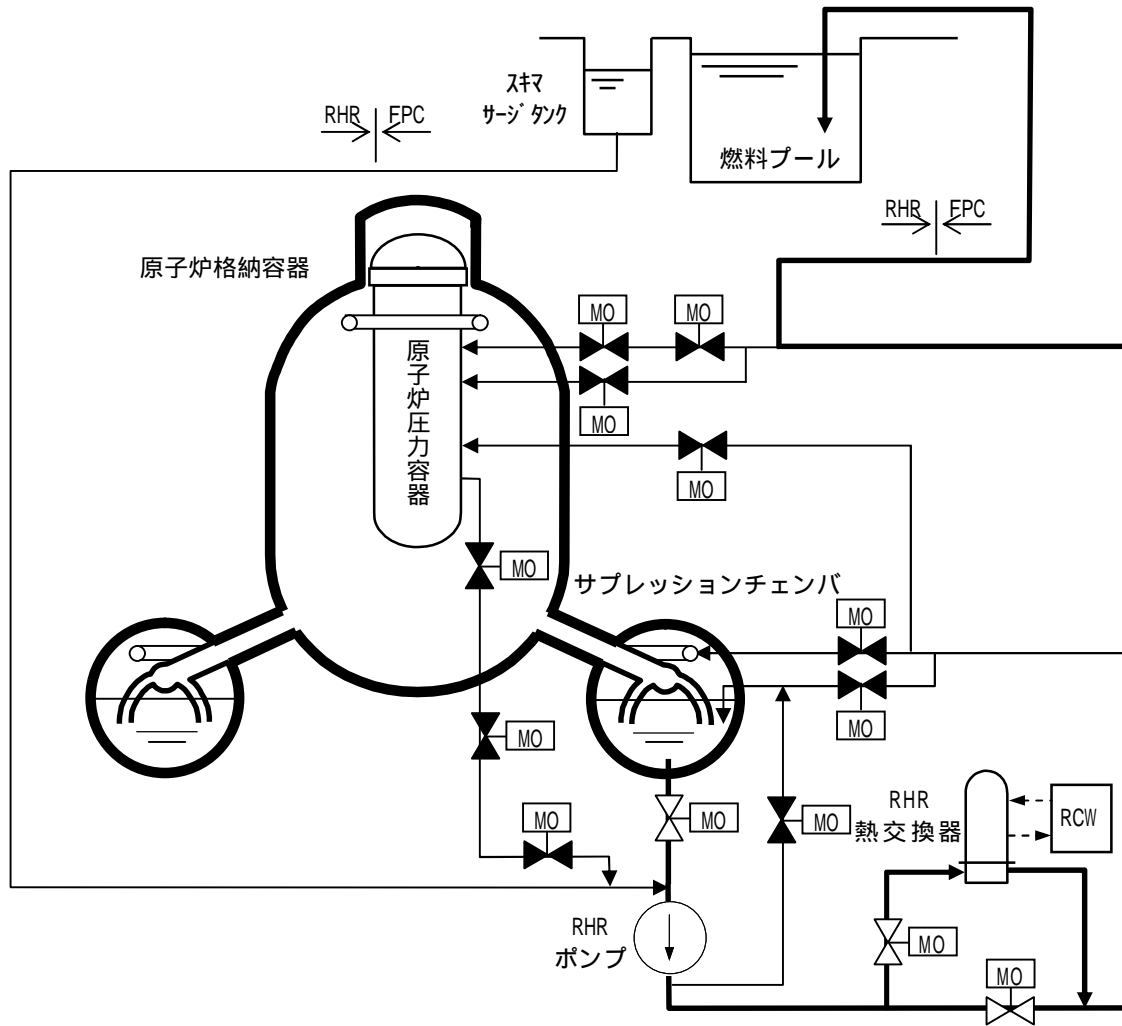
3 : 電源関係の概略系統図



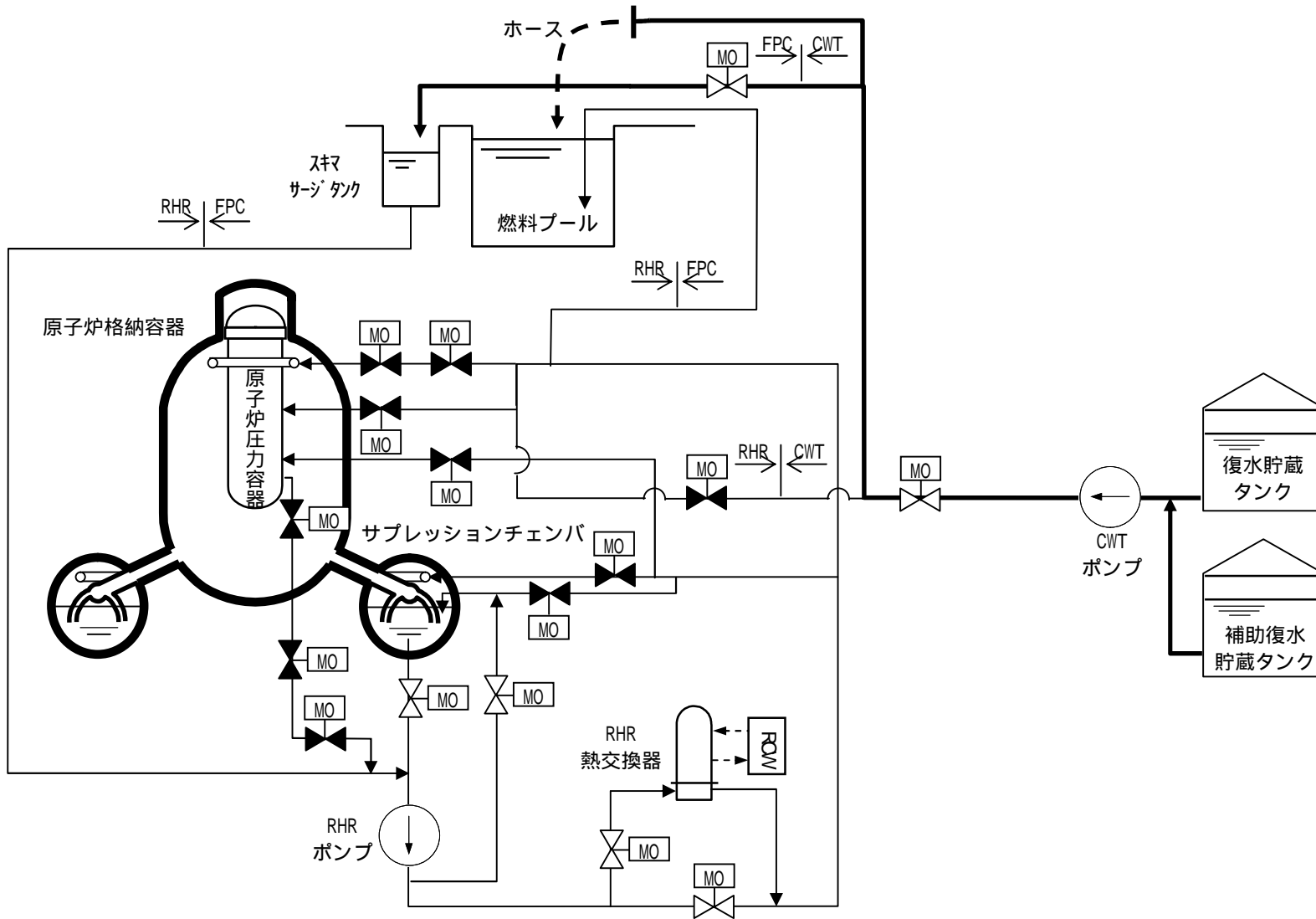
4 : 残留熱除去系 (R H R) による除熱の概略系統図



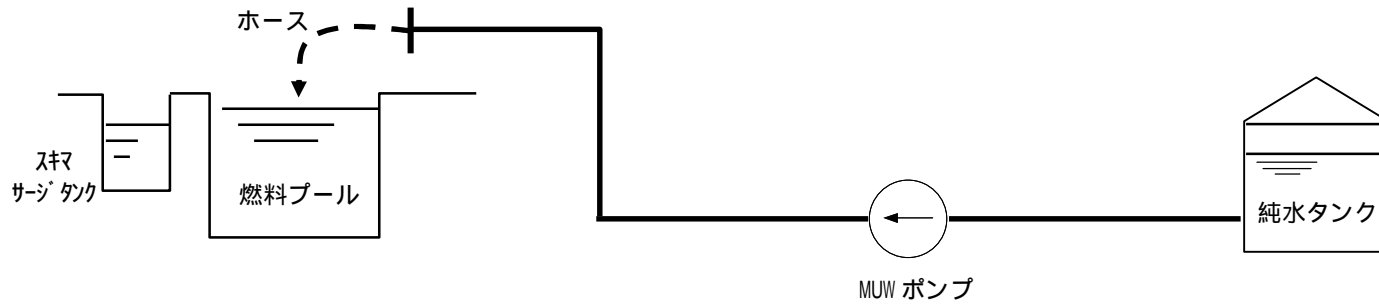
5 : 燃料プール補給水系 (F M W) による注水の概略系統図



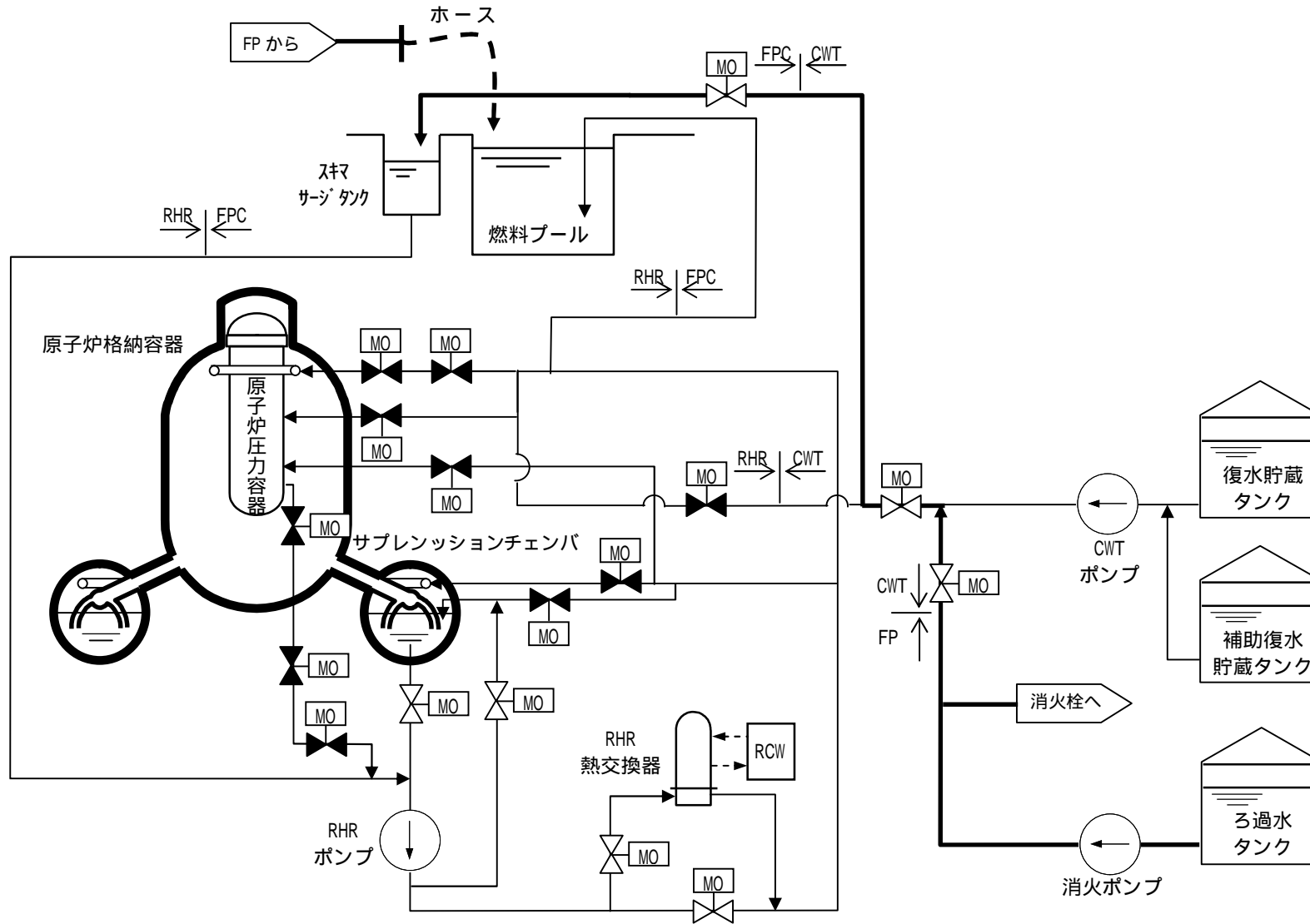
6 : 残留熱除去系 (R H R) による注水の概略系統図



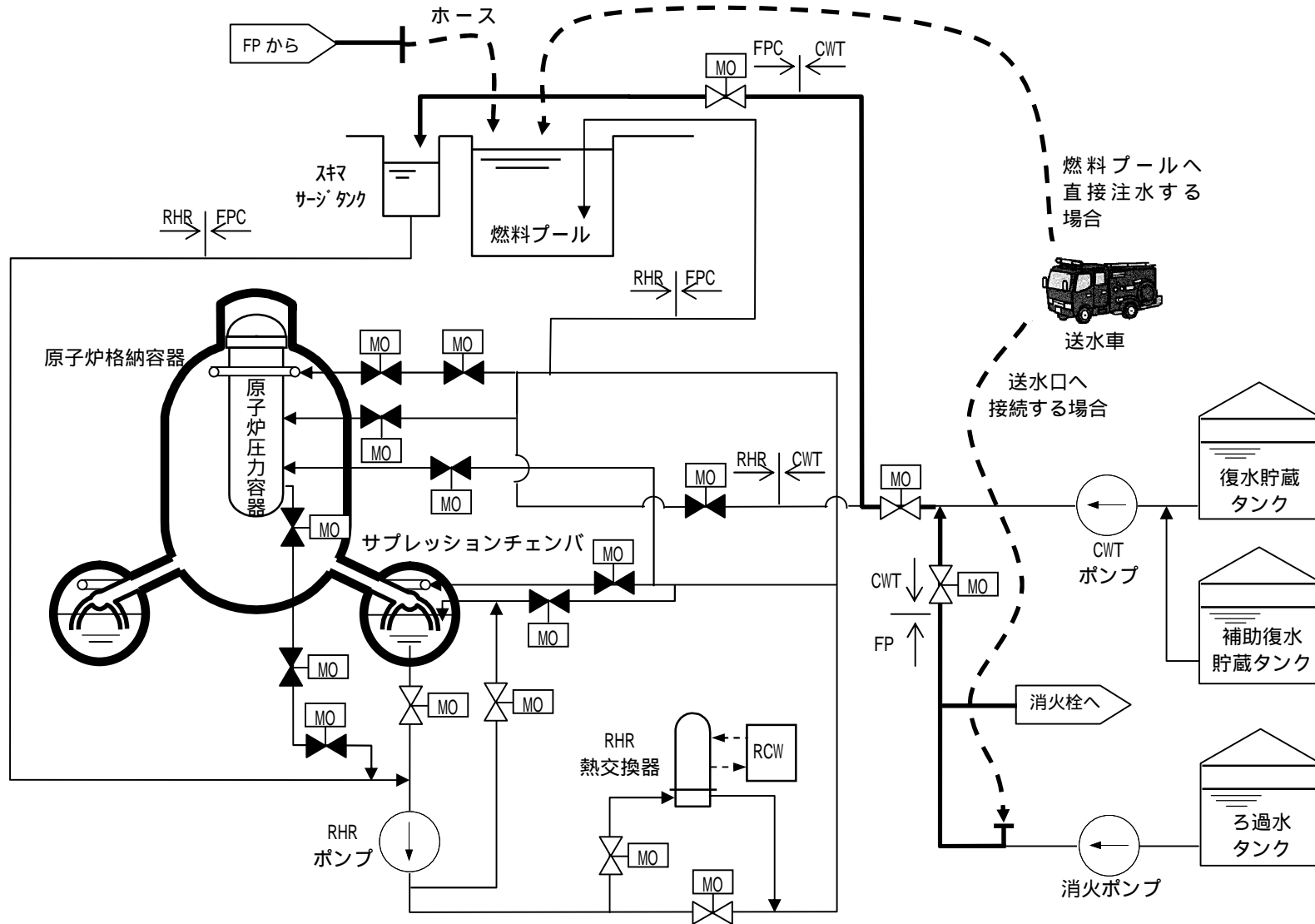
7 : 復水輸送系 (C W T) による代替注水の概略系統図



8 : 補給水系 (M U W) による代替注水の概略系統図



9 : 消火系 (F P) による代替注水の概略系統図







10：送水車による注水の概略系統図

各影響緩和機能のフォールトツリー(地震：燃料プール)

- 1：非常用ディーゼル発電設備による電源供給のフォールトツリー
- 2：原子炉補機冷却系(RCW)のフォールトツリー
- 3：原子炉補機海水系(RSW)のフォールトツリー
- 4：非常用電源盤のフォールトツリー
- 5：計装・制御のフォールトツリー
- 6：直流電源による電源供給のフォールトツリー
- 7：高圧電源融通による電源供給のフォールトツリー
- 8：高圧発電機による電源供給のフォールトツリー
- 9：ガスタービン発電機による電源供給のフォールトツリー
- 10：残留熱除去系(RHR)による除熱のフォールトツリー
- 11：燃料プール補給水系(FMW)による注水のフォールトツリー
- 12：残留熱除去系(RHR)による注水のフォールトツリー
- 13：代替注水のフォールトツリー
- 14：復水輸送系(CWT)による代替注水のフォールトツリー
- 15：補給水系(MUW)による代替注水のフォールトツリー
- 16：常用電源盤のフォールトツリー
- 17：消火系(FP)による代替注水のフォールトツリー
- 18：送水車による注水のフォールトツリー

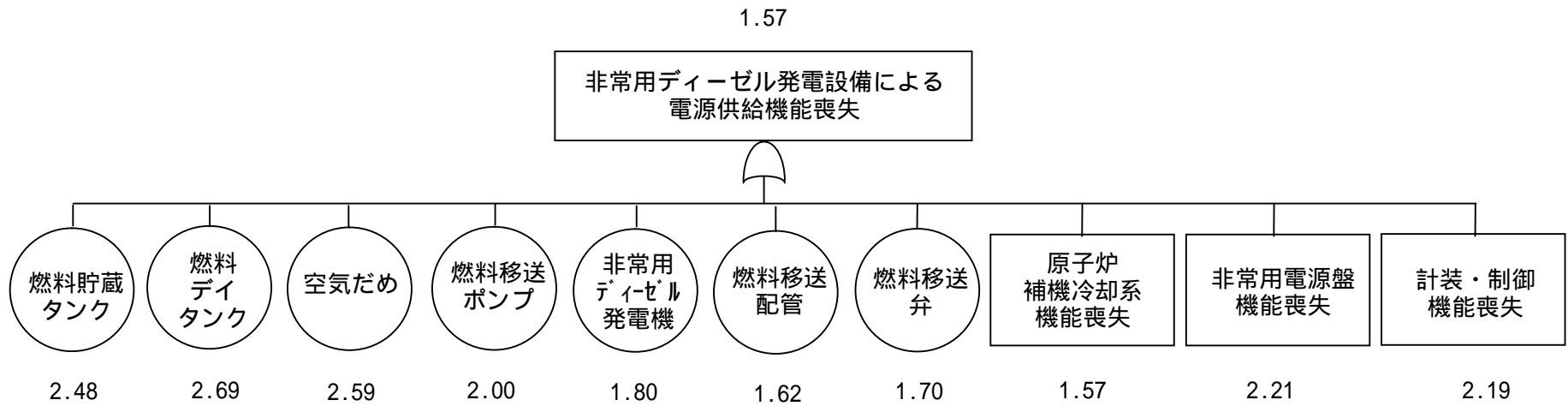
S2 添5.1-17 R0

フォールトツリーの凡例

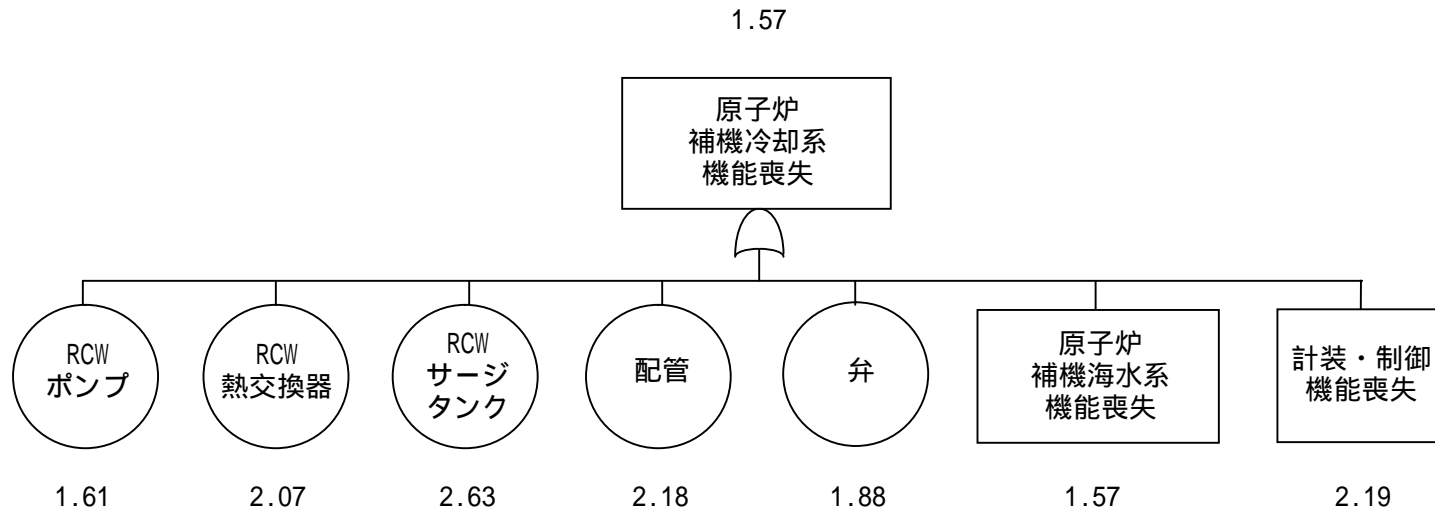
| | |
|---|--|
|  | ： 設備 |
|  | ： 機能 |
|  | ： 論理積 (AND 条件) |
|  | ： 論理和 (OR 条件) |
| (-) | ： 耐震 B, C クラス設備のうち, 基準地震動 S _s 相当以上の地震において, 機能を期待しない設備 |

略称

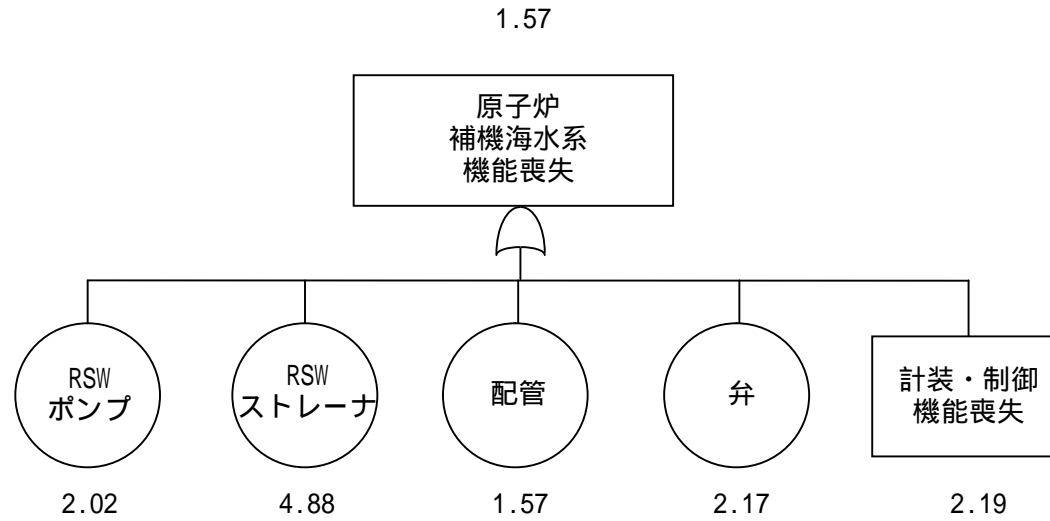
| | |
|---------------|-----------|
| RCW：原子炉補機冷却系 | CWT：復水輸送系 |
| RSW：原子炉補機海水系 | MUW：補給水系 |
| RHR：残留熱除去系 | FP：消火系 |
| FMW：燃料プール補給水系 | |



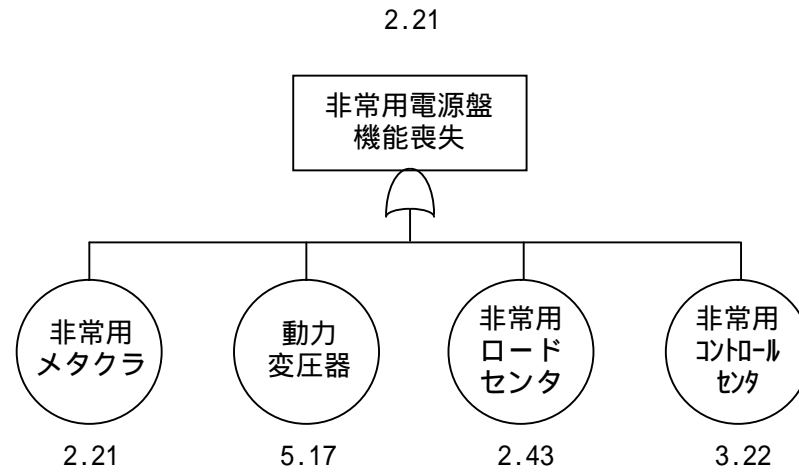
1 : 非常用ディーゼル発電設備による電源供給のフォールトツリー



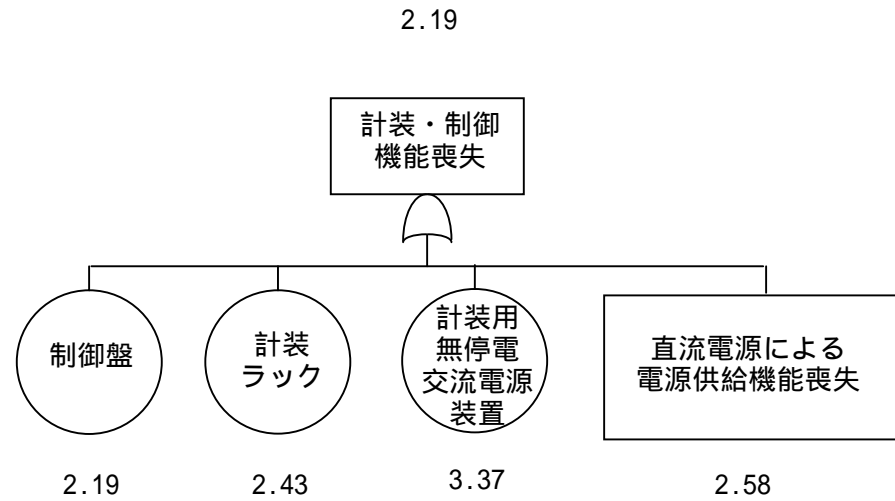
2 : 原子炉補機冷却系(RCW)のフォールトツリー



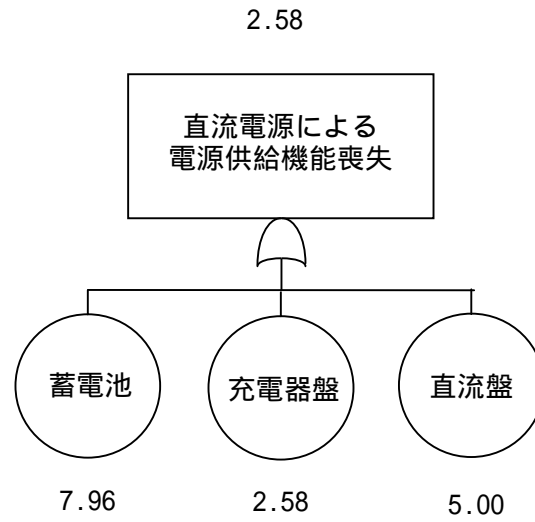
3 : 原子炉補機海水系 (R S W) のフォールトツリー



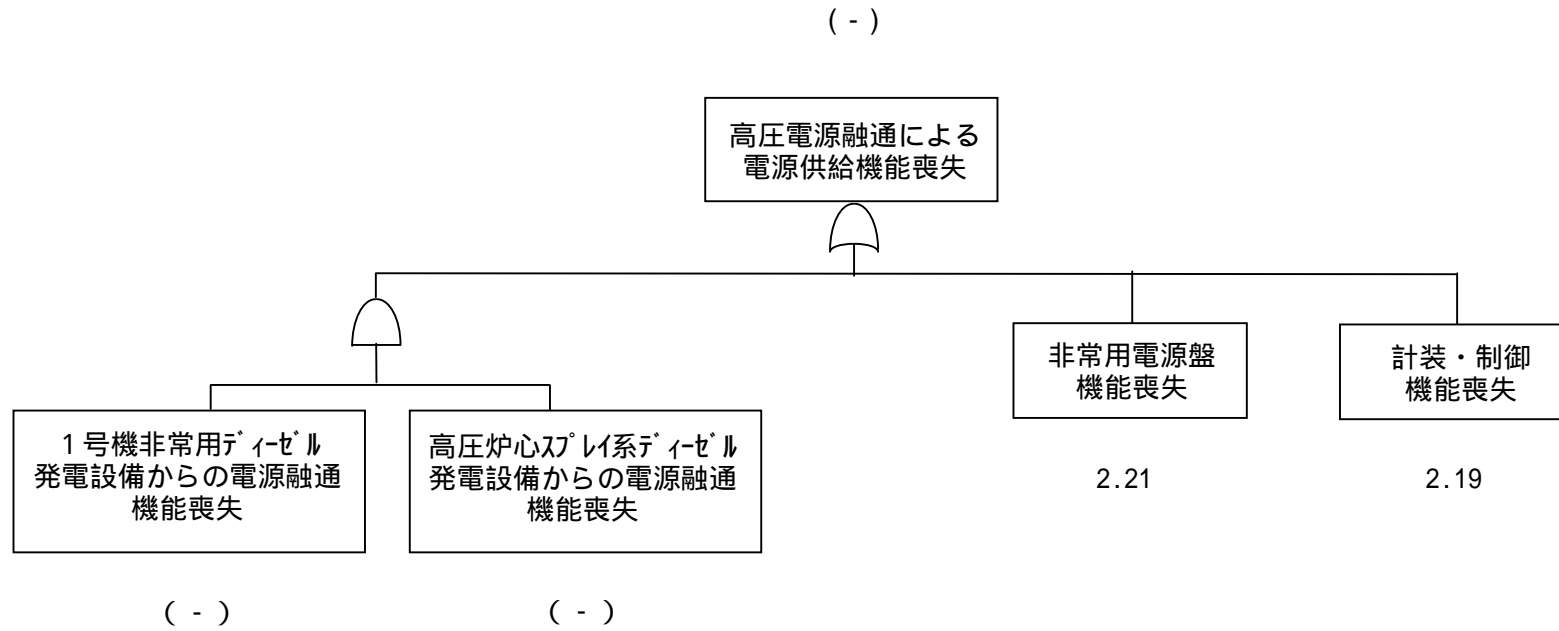
4 : 非常用電源盤のフォールトツリー



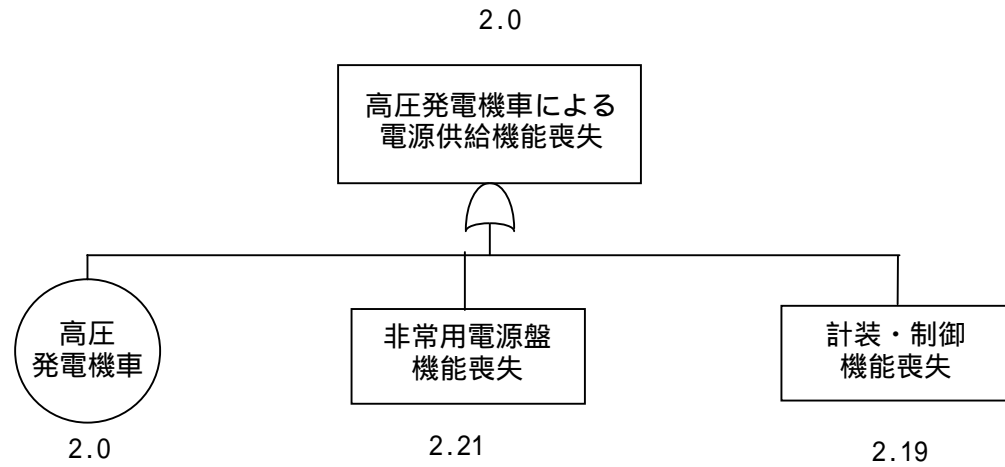
5 : 計装・制御のフォールトツリー



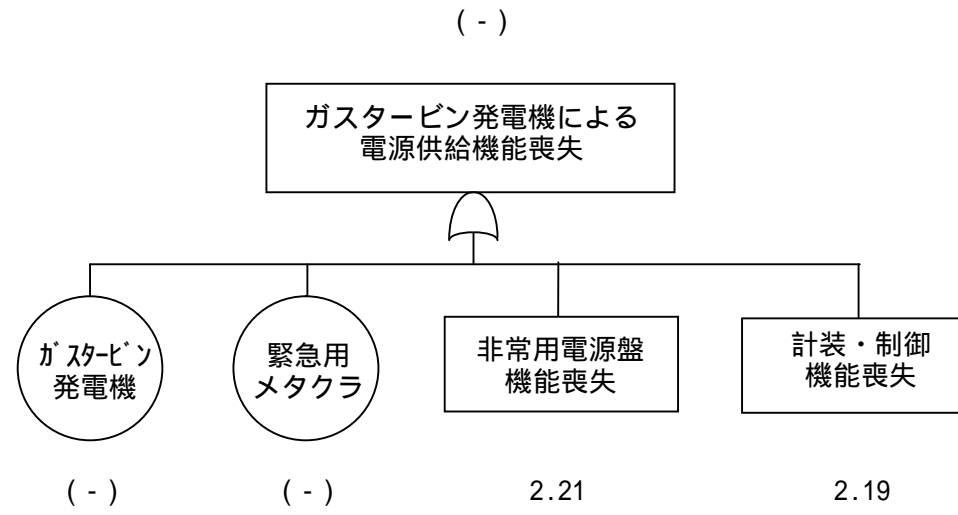
6 : 直流電源による電源供給のフォールトツリー



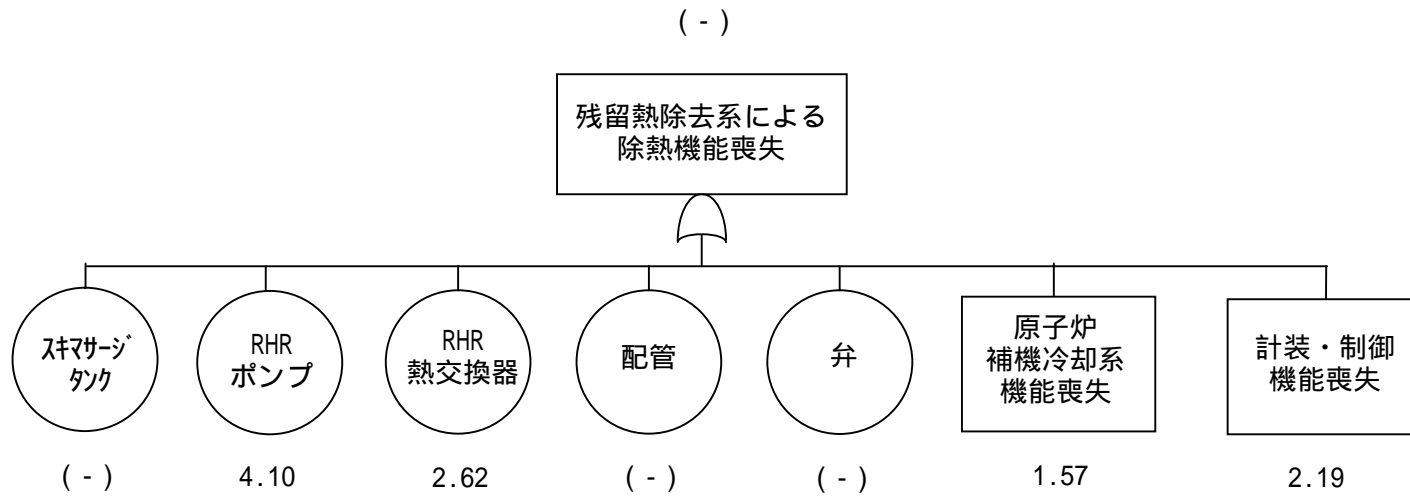
7 : 高圧電源融通による電源供給のフォールトツリー



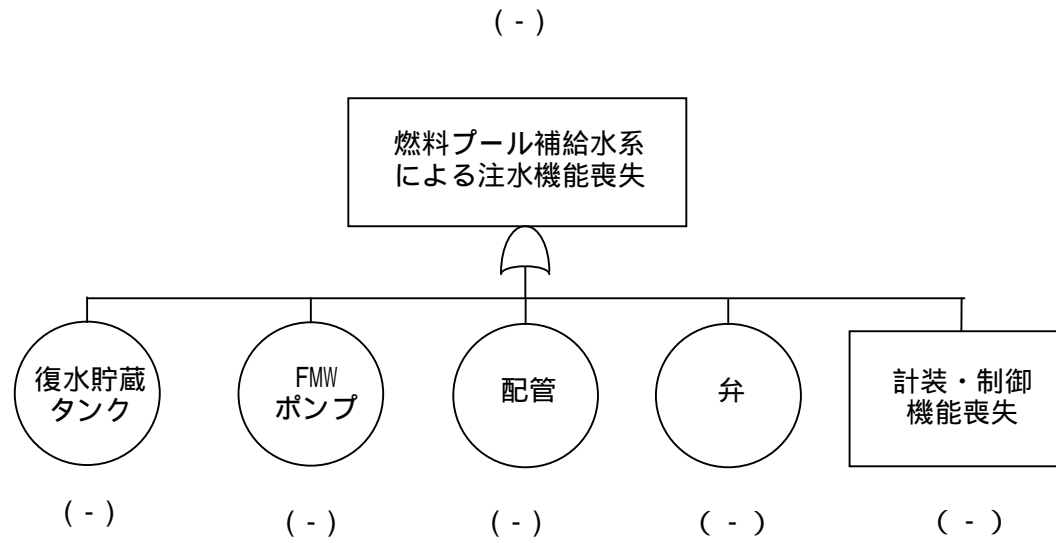
8 : 高圧発電機車による電源供給のフォールトツリー



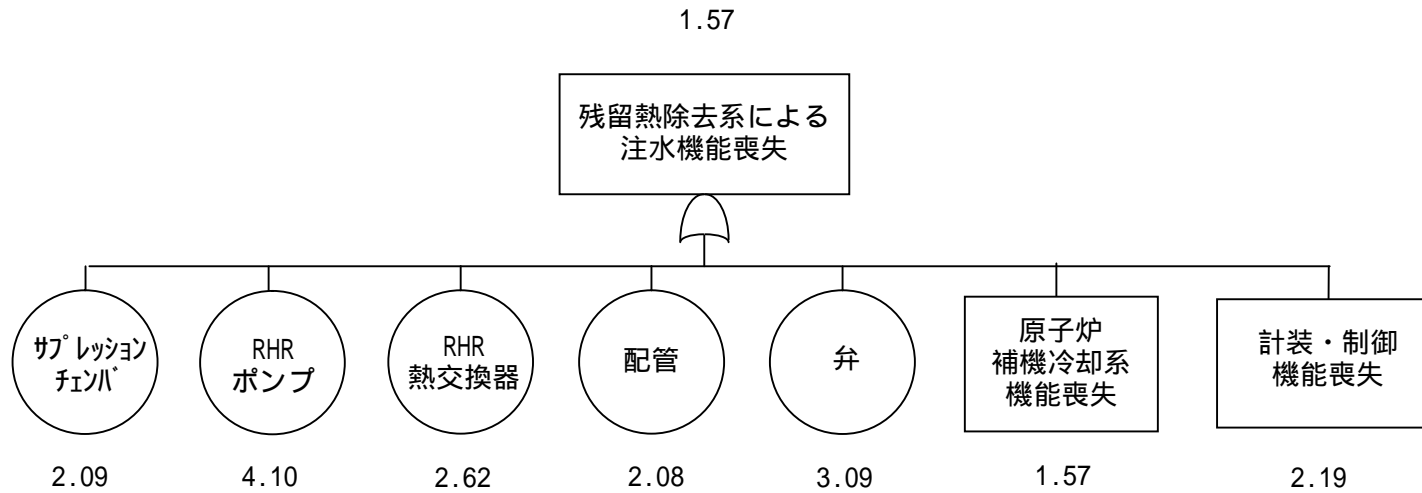
9 : ガスタービン発電機による電源供給のフォールトツリー



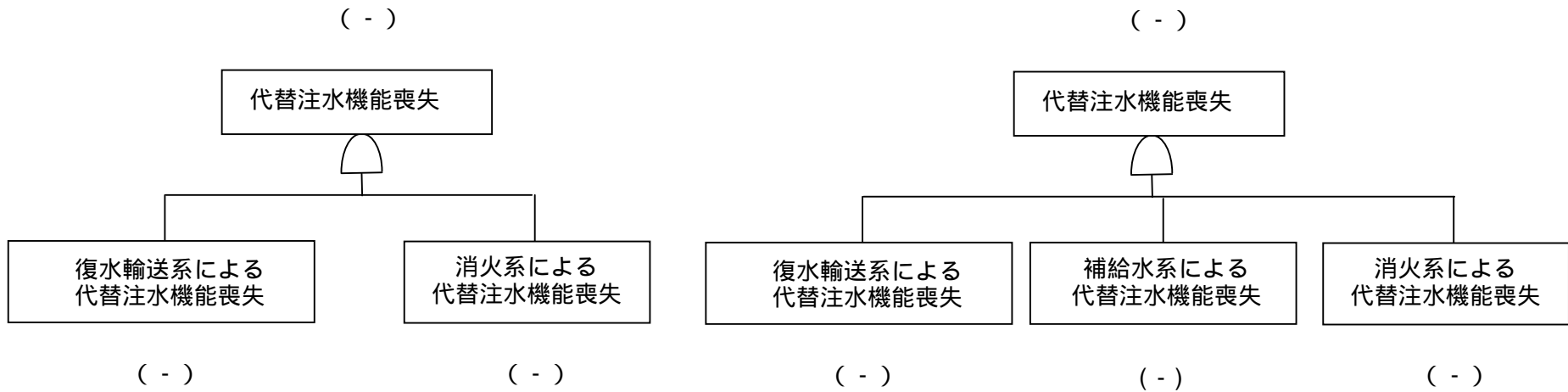
10 : 残留熱除去系 (R H R) による除熱のフォールトツリー



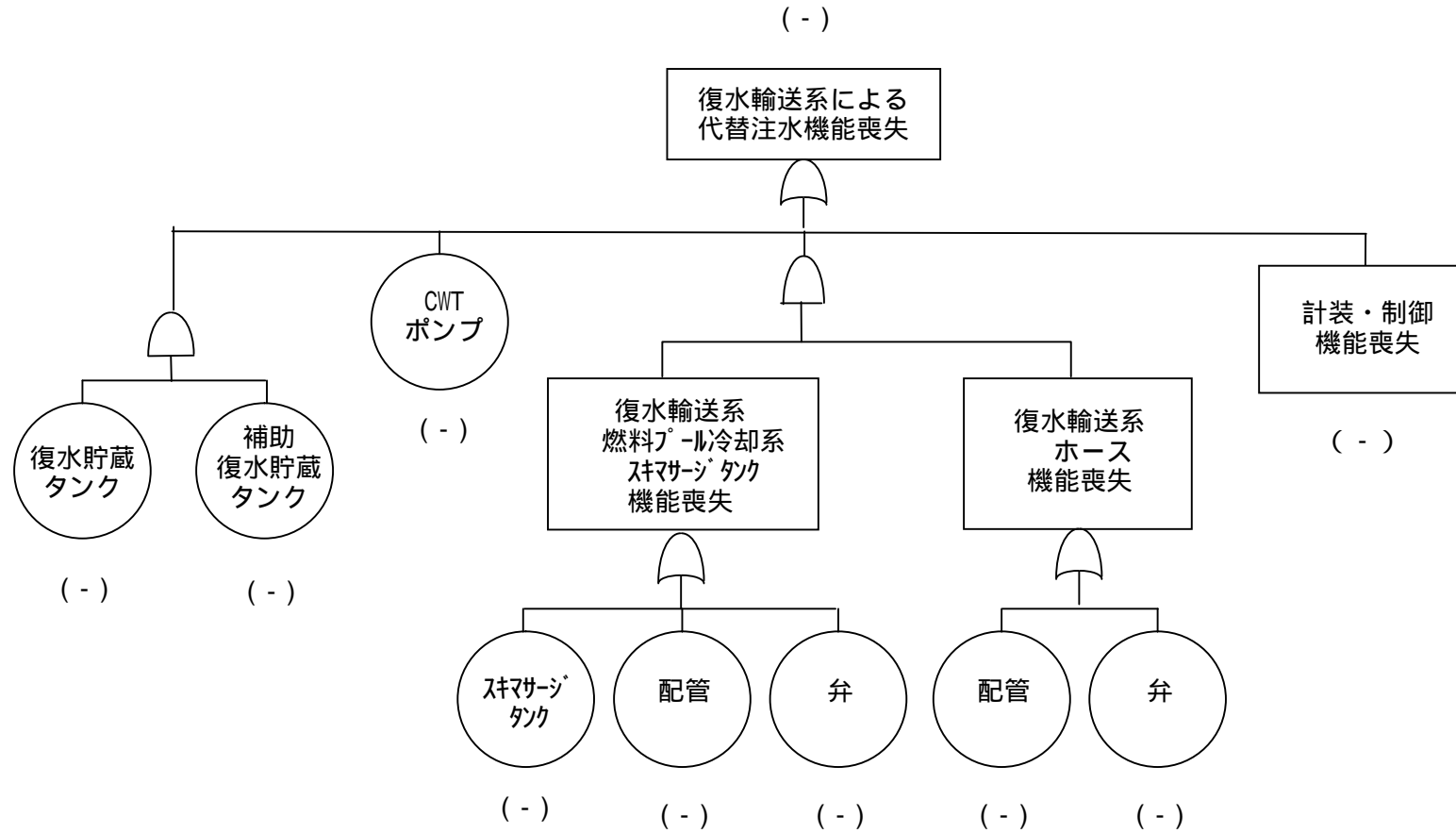
11 : 燃料プール補給水系 (F M W) による注水のフォールトツリー



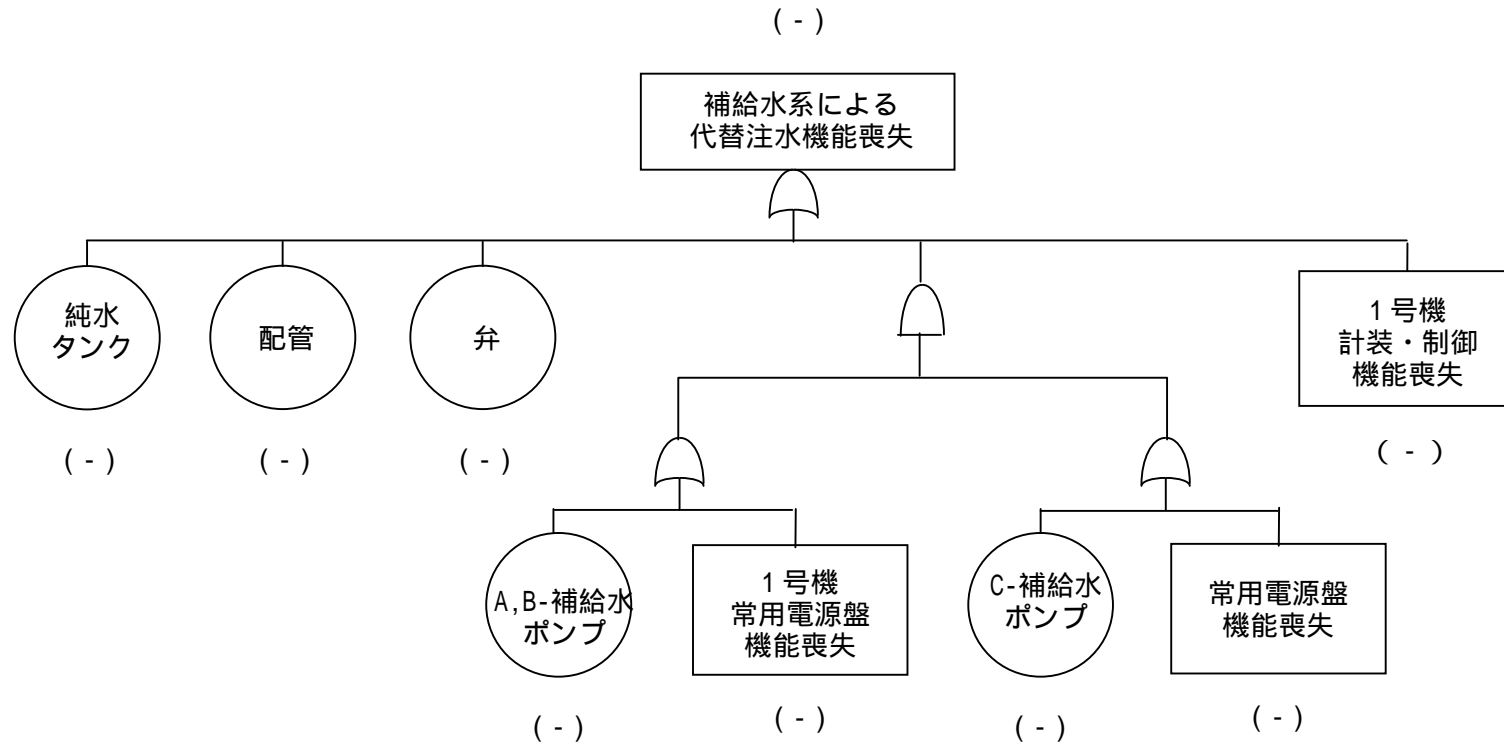
12 : 残留熱除去系 (RHR) による注水のフォールトツリー



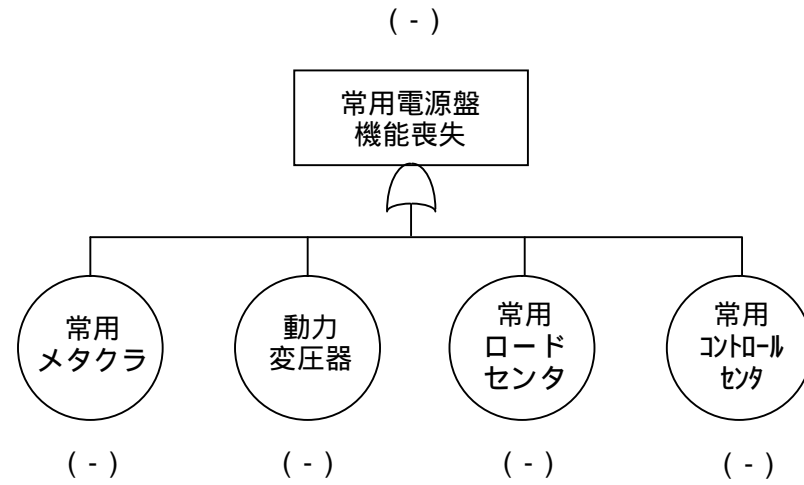
13 : 代替注水のフォールトツリー



14 : 復水輸送系(CWT)による代替注水のフォールトツリー

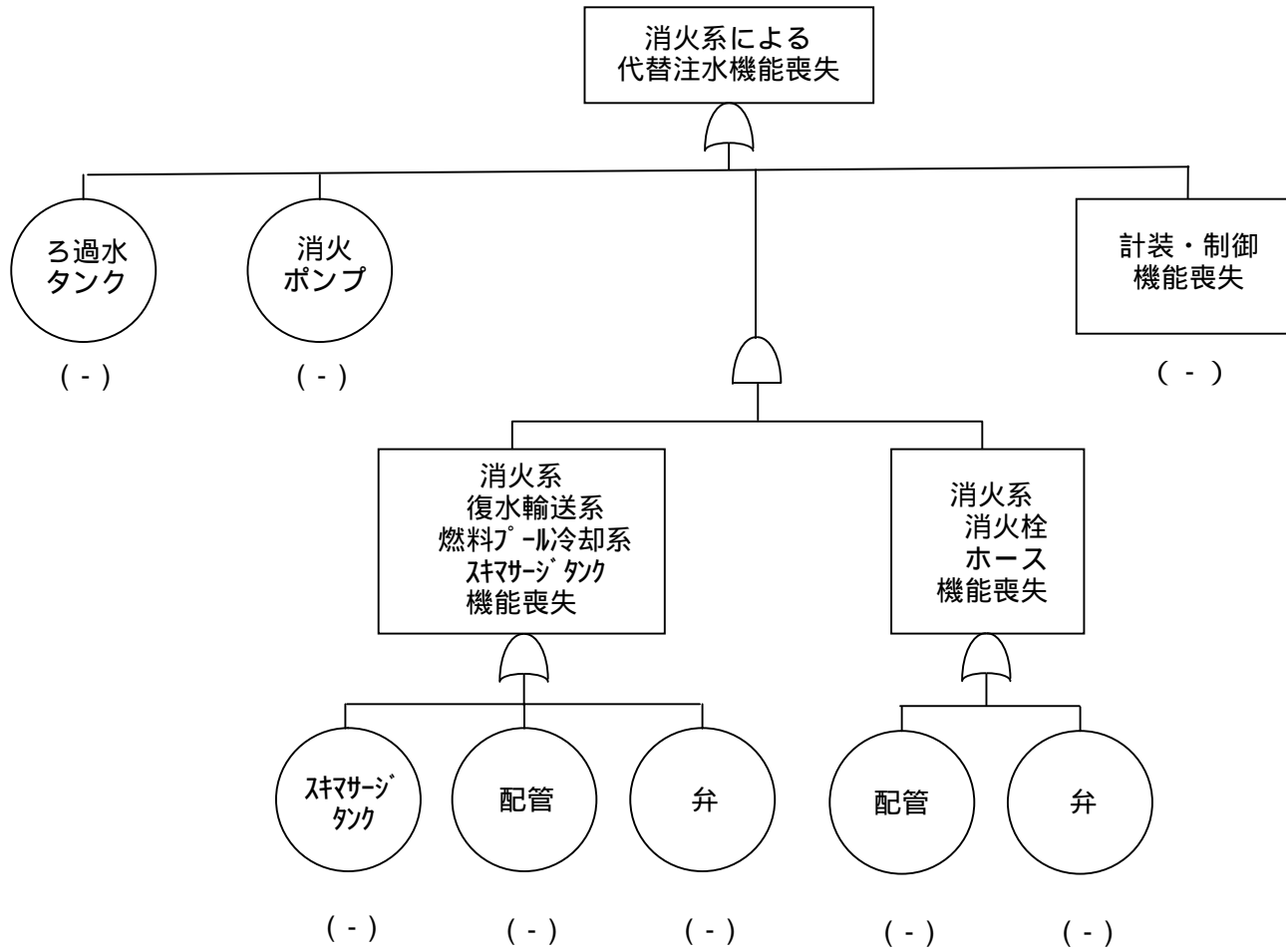


15 : 補給水系 (M U W) による代替注水のフォールトツリー

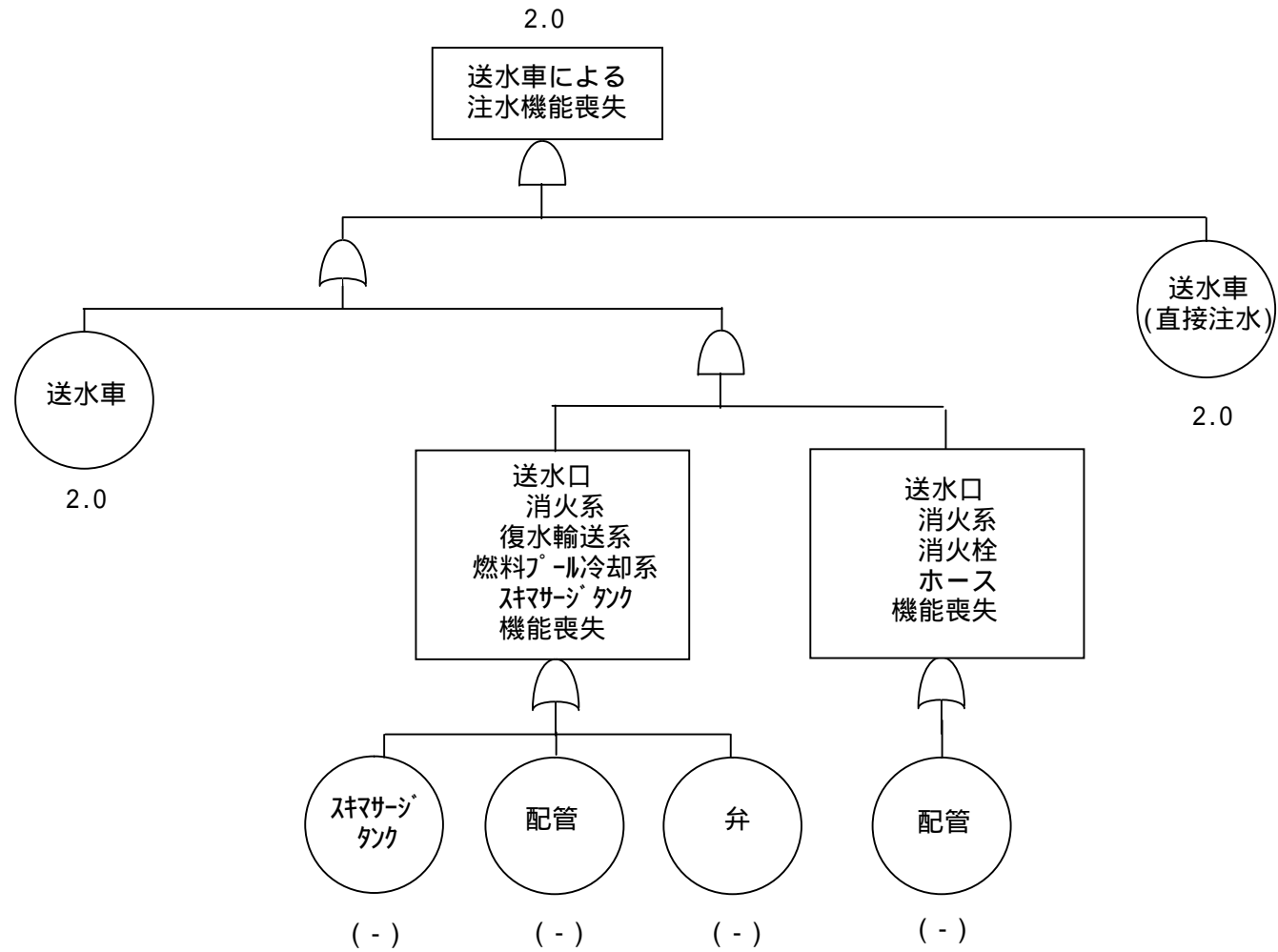


16 : 常用電源盤のフォールトツリー

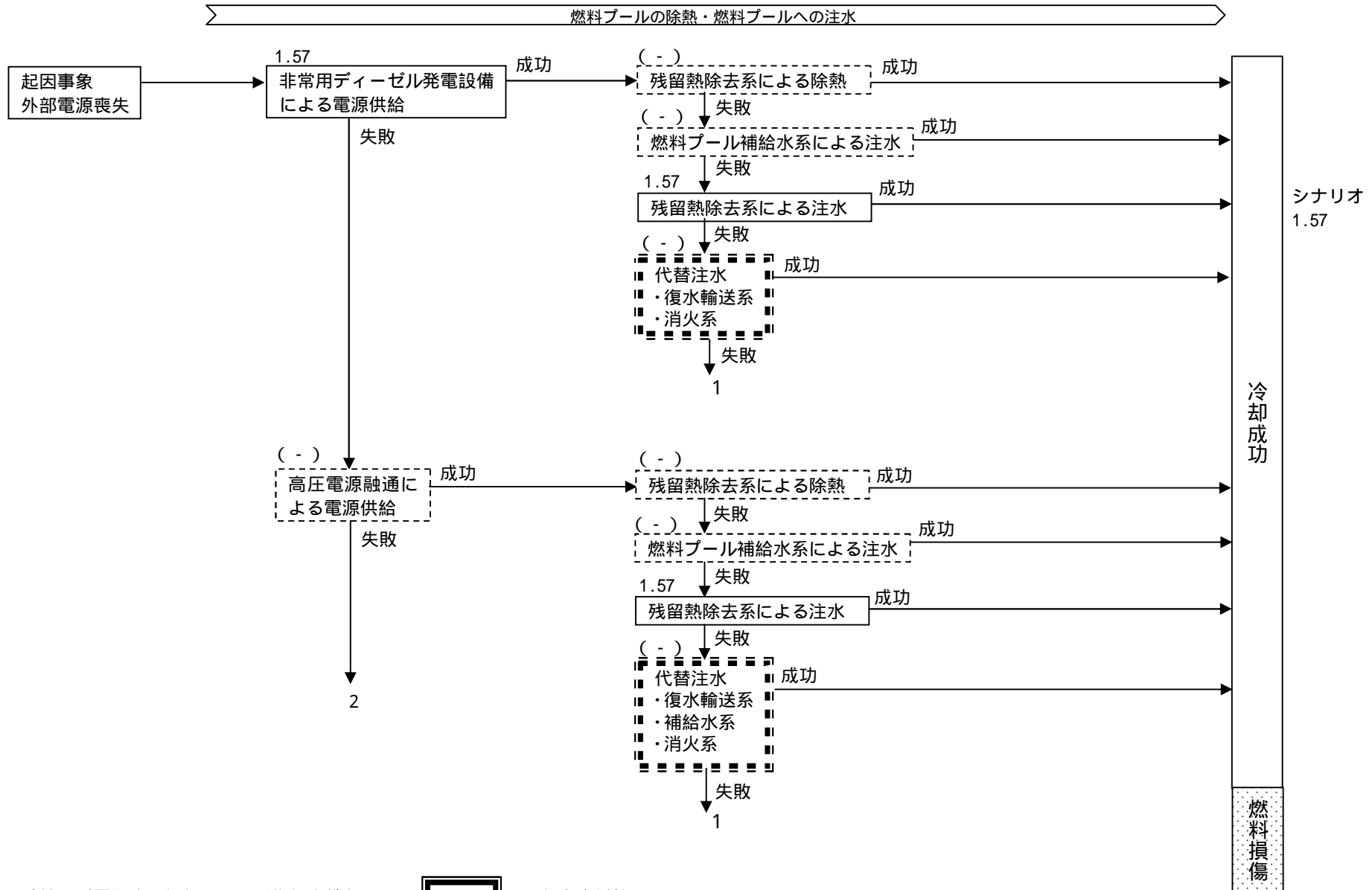
(-)



17 : 消火系 (F P) による代替注水のフォールトツリー



18 : 送水車による注水のフォールトツリー

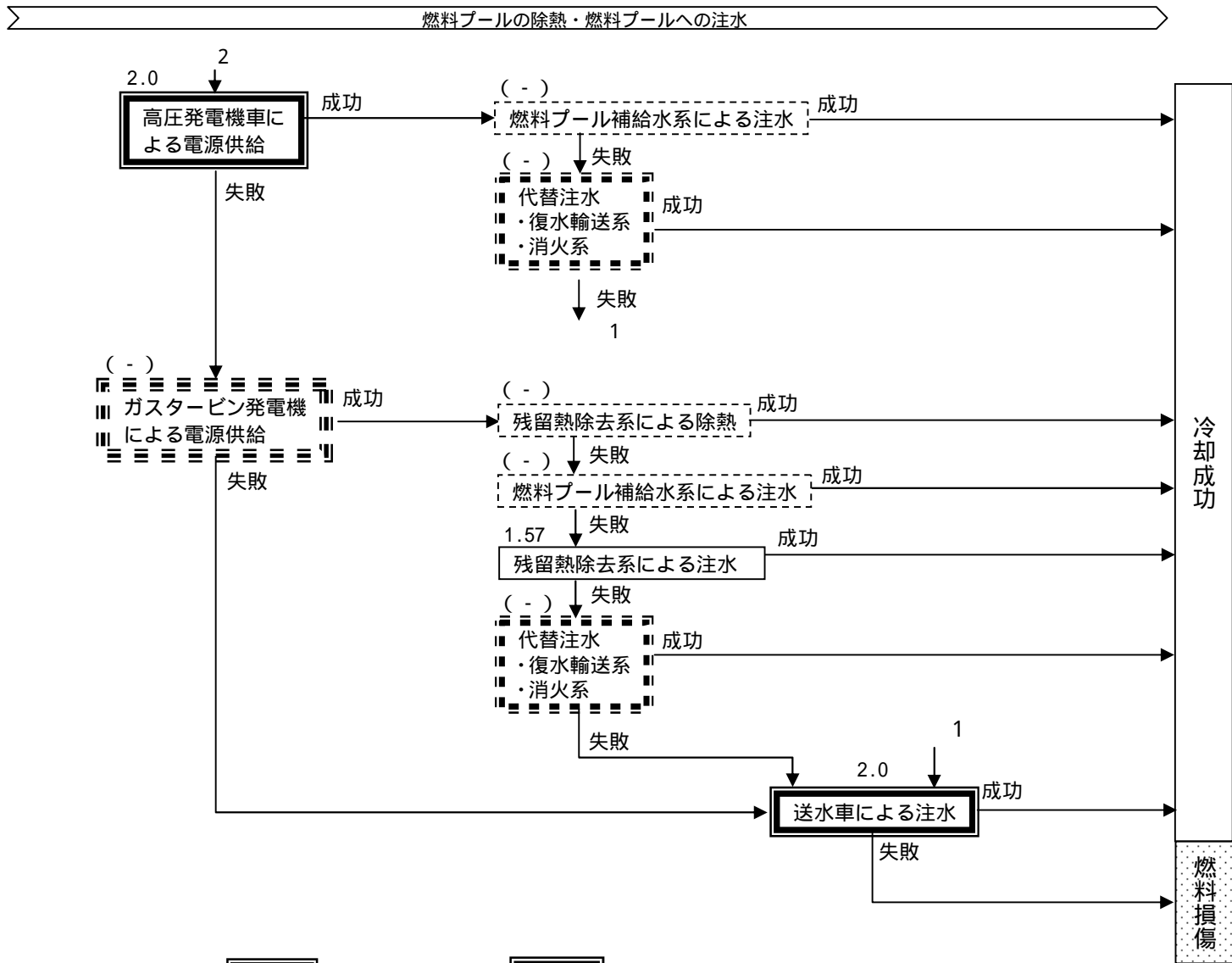


破線：耐震裕度を評価しない影響緩和機能

：緊急安全対策

(-)：基準地震動 S s 相当以上の地震において、機能を期待しない設備

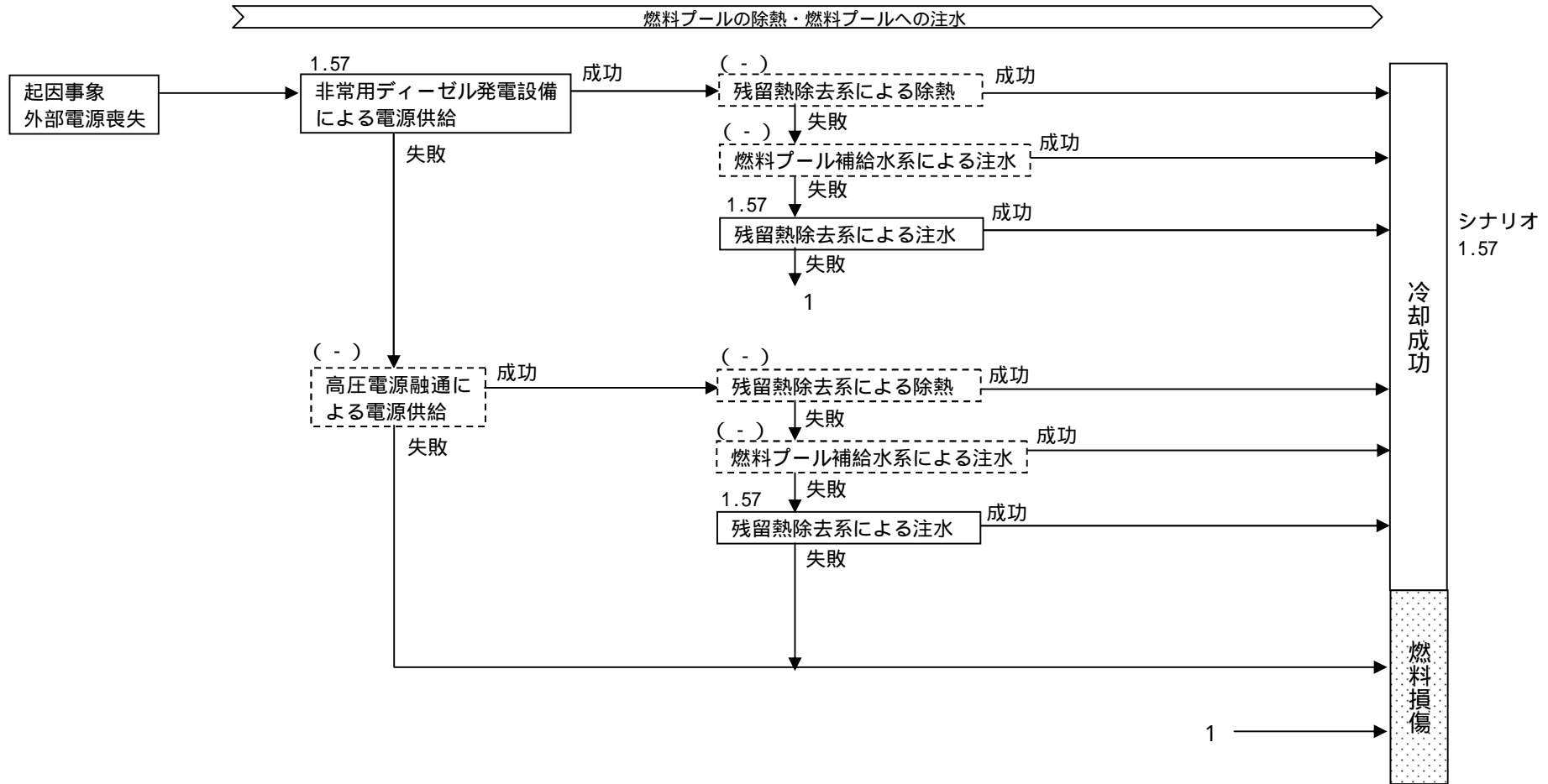
外部電源喪失のイベントツリー(燃料プール)(1 / 2)



破線：耐震裕度を評価しない影響緩和機能 **□**：緊急安全対策 **□**：更なる信頼性向上対策

(-)：基準地震動 S s 相当以上の地震において、機能を期待しない設備

外部電源喪失のイベントツリー(燃料プール)(2 / 2)



破線：耐震裕度を評価しない影響緩和機能

(-)：基準地震動Ss相当以上の地震において、機能を期待しない設備

外部電源喪失のイベントツリー(燃料プール) (緊急安全対策前)

設計津波高さに関する算定根拠説明資料

【目 次】

| | |
|----------------------------|-------|
| 1. 検討方法 | 3/41 |
| 2. 津波の想定および数値シミュレーション | 4/41 |
| 2.1 既往津波の検討 | 4/41 |
| 2.1.1 文献調査による既往津波に関する検討 | 4/41 |
| 2.1.2 数値シミュレーションの対象津波の選定 | 5/41 |
| 2.1.3 津波の数値シミュレーションの手法と条件 | 5/41 |
| 2.1.4 既往津波の再現性 | 5/41 |
| 2.1.5 既往津波の予測結果 | 6/41 |
| 2.2 海域活断層に想定される地震に伴う津波の検討 | 6/41 |
| 2.2.1 簡易予測式による津波高さの検討 | 7/41 |
| 2.2.2 数値シミュレーションによる津波の検討 | 7/41 |
| 2.3 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の検討 | 8/41 |
| 2.3.1 基準断層モデルの設定 | 8/41 |
| 2.3.2 概略パラメータスタディ結果 | 8/41 |
| 2.3.3 詳細パラメータスタディ結果 | 8/41 |
| 3. 設計津波高さの検討 | 9/41 |
| 3.1 敷地における最高水位の検討 | 9/41 |
| 3.2 取水口における最低水位の検討 | 9/41 |
| 4. 取水設備の水理特性による水位変動の検討 | 9/41 |
| 4.1 数値シミュレーションの手法と条件 | 9/41 |
| 4.2 検討結果 | 9/41 |
| 5. 参考文献 | 11/41 |

1. 検討方法

既往津波について，文献調査^{(1)～(15)}を基に敷地に影響を及ぼしたと考えられる津波を抽出し数値シミュレーションを実施する。

更に，土木学会(2002)⁽¹⁾を参考に，想定津波として海域の活断層および日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を設定し，これらを対象とした数値シミュレーション等を行うことにより，津波の検討を行う。

また，取水設備の水理特性による水位変動の検討を行う。

検討フローを第 1-1 図に示す。

2. 津波の想定および数値シミュレーション

津波の想定に当たっては、敷地周辺の既往津波の状況、敷地周辺の海域の活断層から想定される地震に伴う津波と日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を考慮するとともに、想定津波の数値シミュレーションに当たっては、土木学会(2002)を参考に、想定津波の波源モデルに係る不確定性を合理的な範囲で考慮したパラメータスタディを実施する。

2.1 既往津波の検討

敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波について、以下のとおり検討した。

2.1.1 文献調査による既往津波に関する検討

文献調査の結果より、日本海側で発生した既往津波のうち、敷地の位置する山陰沿岸に影響を及ぼしたと考えられる主な津波を抽出した。

これらの津波の概要を第 2.1.1-1 表に、1600 年以降に日本海で発生した津波で波源域の推定されているものの位置を第 2.1.1-1 図に示す。

山陰沖、対馬海峡および九州の西方海域はほとんど津波は発生していないが、1872 年に島根県西部で浜田地震による津波が発生した。

島根半島付近に比較的大きな影響を与えたと考えられる津波には、1983 年日本海中部地震津波および 1993 年北海道南西沖地震津波があるが、発電所敷地内においてそれらを観測した記録はなく、発電所並びに関連施設への影響はなかった。

島根半島付近におけるそれらの既往津波高の記録を第 2.1.1-2 表および第 2.1.1-2 図に示す。

1983 年日本海中部地震津波では、津波の最大高さ(検潮記録)は、能代港で 194cm⁽¹⁰⁾、次いで両津の 127cm⁽¹⁰⁾となっている。一方、敷地周辺の記録としては、気象庁境検潮所で、津波の最大高さは 42cm⁽¹⁰⁾であり、また、既往津波高として、鹿島町恵曇^{えとも}で 0.6m、1.0m、4.7m(港外)⁽¹¹⁾、片句で 0.7m⁽¹¹⁾、御津^{みつ}で約 1m⁽¹⁰⁾が記録されている。

1993 年北海道南西沖地震津波では、既往津波高の最大は、北海道奥尻島の藻内地区^{もない}で、約 29m⁽¹²⁾となっている。一方、敷地周辺の記録としては、気象庁境検潮所で、津波の最大高さは 37cm⁽¹²⁾であり、また、既往津波高として、恵曇で約 1.4m⁽¹³⁾、片句で 1.7m⁽¹³⁾、御津で約 2m⁽¹²⁾が記録されている。

なお、北海道南西沖で発生したとされる 1741 年(渡島半島^{おしま}西方沖)津波

では、敷地周辺における既往津波高は記録されていないが、羽鳥ほか(1977)⁽¹⁴⁾および羽鳥(1984)⁽¹⁵⁾によると、島根県江津市で、既往津波高は 1 ~ 2mとされている。

2.1.2 数値シミュレーションの対象津波の選定

主な既往津波について、敷地に与える影響が最も大きな津波は、1983 年日本海中部地震津波と 1993 年北海道南西沖地震津波である。

したがって、これらの津波を再現性確認のための検証解析および敷地における予測解析の対象となる既往津波として選定した。

2.1.3 津波の数値シミュレーションの手法と条件

計算条件を第 2.1.3-1 表に、計算領域と水深を第 2.1.3-1 図に、計算領域と格子分割を第 2.1.3-2 図に示す。

計算は日本海全域を対象とし、海底地形のモデル化に当たっては、水深と津波の周期から推定される津波の波長を考慮したうえで、計算格子間隔を設定⁽¹⁹⁾し、敷地周辺では 6.25mの計算格子を用いた。

また、海底地形は日本水路協会等による最新の海底地形図^{(20)~(24)}を用いてモデル化し、特に敷地周辺については、深浅測量による地形図を用いて詳細にモデル化した。

2.1.4 既往津波の再現性

数値シミュレーションによる津波の再現性の評価に際しては、敷地周辺および沿岸における既往津波高と数値シミュレーションによる計算津波高を比較した。

再現性の評価の指標としては、相田(1977)⁽²⁵⁾による既往津波高と計算津波高の比を幾何平均した K および幾何標準偏差をとった を用いた。

以下に、幾何平均値 K および幾何標準偏差 の算定式を示す。

$$\log K = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (\log K_i)$$

$$\log \kappa = \left[\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (\log K_i)^2 - (\log K)^2 \right]^{1/2}$$

$$K_i = \frac{R_i}{H_i}$$

ここに、 R_i は i 番目の地点の観測値（既往津波高）であり、 H_i は数値シ

ミュレーションによる計算津波高である。

なお、幾何平均値 K および幾何標準偏差 σ については、土木学会（2002）により「 $0.95 < K < 1.05$ ， $\sigma < 1.45$ 」が再現性の目安とされている。

数値シミュレーションによる津波の再現性について、以下のとおり検討した。

1983 年日本海中部地震津波に対しては、相田(1984)⁽²⁶⁾による波源モデルを設定し、1993 年北海道南西沖地震津波に対しては、高橋ほか(1995)⁽²⁷⁾による波源モデルを設定し、津波の再現計算を行った。これらの波源モデルの断層パラメータおよびその設定位置を第 2.1.4-1 図に示す。

再現性の評価は、数値シミュレーションによる計算津波高と文献^{(10)~(13)}による既往津波高を比較し、計算結果の再現性を検証した。

島根半島沿岸域における既往津波高と計算津波高の比較を第 2.1.4-1 表および第 2.1.4-2 図に示す。

結果は第 2.1.4-2 表に示すとおりであり、いずれも土木学会（2002）による再現性の目安を満足していることから、数値シミュレーションについて、良好な再現性を確認できた。

2.1.5 既往津波の予測結果

1983 年日本海中部地震津波の数値シミュレーション結果から求めた敷地における最大水位上昇量および下降量の分布、代表地点における計算水位の時系列変化を第 2.1.5-1 図に示す。

これによると、敷地における最大水位上昇量は 3 号機施設護岸では+1.37 m，1・2 号機施設護岸では+1.54mであり、また、2 号機取水口における最大水位下降量は-1.75mである。

1993 年北海道南西沖地震津波の数値シミュレーション結果から求めた敷地における最大水位上昇量および下降量の分布、代表地点における計算水位の時系列変化を第 2.1.5-2 図に示す。

これによると、敷地における最大水位上昇量は 3 号機施設護岸では+1.22 m，1・2 号機施設護岸では+1.30mであり、また、2 号機取水口における最大水位下降量は-1.09mである。

2.2 海域活断層に想定される地震に伴う津波の検討

海域活断層に想定される地震に伴う津波について、以下のとおり検討した。

2.2.1 簡易予測式による津波高さの検討

海域活断層に想定される地震に伴う津波(以下、「海域活断層の想定津波」という)については、敷地周辺の海域において、後期更新世以降の活動を考慮する断層および撓曲を対象として、阿部(1989)⁽²⁸⁾の予測式により、敷地における津波高さを検討した。

主な海域の活断層を第 2.2.1-1 図に、阿部(1989)の予測式による津波の予測高の算定フローを第 2.2.1-2 図に、津波の予測高を第 2.2.1-1 表に示す。

第 2.2.1-1 表に示すとおり、津波の予測高が最大となる断層は F - 断層、F - 断層および F_K - 2 断層が連動する場合(以下、F - ~ F_K - 2 断層)の+3.6mである。

2.2.2 数値シミュレーションによる津波の検討

阿部(1989)の予測式により津波の予測高が比較的大きくなるものを対象として、土木学会(2002)に基づき、海域の活断層に係る不確かさの因子である、傾斜角、すべり角(主応力軸のバラツキを考慮して傾斜角と走向に基づき設定)および断層上縁深さを変化させた数値シミュレーションを多数実施するパラメータスタディを行った。

これらの結果、敷地における最大水位上昇量は F - ~ F_K - 2 断層(北上)から想定される津波であり、3号機施設護岸では+8.24m、1・2号機施設護岸では+5.49mである。また、2号機取水口における最大水位下降量は F - ~ F_K - 2 断層(南上)から想定される津波による-4.65mである。

波源モデルと初期変位分布、敷地における最大水位上昇量および下降量の分布、水位の時系列変化を第 2.2.2-1 図、第 2.2.2-2 図に示す。

2.3 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の検討

土木学会(2002)および地震調査研究推進本部地震調査委員会長期評価部会(2003)⁽³¹⁾を参考に、日本海東縁部に想定される地震規模に応じた波源の基準断層モデルを設定し、合理的と考えられる範囲内で変化させた数値シミュレーションを多数実施するパラメータスタディを行った。

2.3.1 基準断層モデルの設定

第2.3.1-1図に示すように、日本海東縁部に想定される地震に伴う津波として、北海道西方沖から新潟県沖までの広範囲な海域にモーメントマグニチュード $M_w = 7.85$ の基準断層モデルを設定した。

2.3.2 概略パラメータスタディ結果

基準断層モデルを用いて、第2.3.1-1図に示すように、位置、走向および傾斜角を組み合わせた多数の数値シミュレーションを実施し支配的な波源位置を設定した。

2.3.3 詳細パラメータスタディ結果

概略パラメータスタディで決定した波源位置で、波源位置、傾斜角、断層上縁深さおよび走向をそれぞれ変化させた場合の数値シミュレーションを実施した。

これらの結果、敷地における最大水位上昇量は秋田沖～新潟沖に波源を設定した場合の津波であり、3号機施設護岸では+4.67m、1・2号機施設護岸では+5.21mである。また、2号機取水口における最大水位下降量は-4.58mである。

波源モデルと初期変位分布、敷地における最大水位上昇量および下降量の分布、水位の時系列変化を第2.3.3-1図、第2.3.3-2図に示す。

3. 設計津波高さの検討

津波の数値シミュレーション結果より、敷地および2号機取水口における最高水位、最低水位を算出する。

なお、基準面は東京湾平均海面(T.P.)を用いる。

3.1 敷地における最高水位の検討

敷地における最高水位を与える設計想定津波は海域活断層の想定津波であり、最大水位上昇量に朔望平均満潮位 T.P.+0.46mを考慮した最高水位は、3号機施設護岸では T.P.+8.7m程度、1・2号機施設護岸では T.P.+6.0m程度である。また、その位置での地盤変動量は、それぞれ-0.50m、-0.46mである。なお、いずれの地点においても最高水位を与える波の継続時間は5分以下である。

3.2 取水口における最低水位の検討

2号機取水口における最低水位を与える設計想定津波は海域活断層の想定津波であり、最大水位下降量に朔望平均干潮位 T.P.-0.02mを考慮した最低水位は T.P.-4.7m程度である。また、取水口における地盤変動量は+0.41mである。

4. 取水設備の水理特性による水位変動の検討

海域活断層の想定津波による取水設備の水理特性による水位変動について、数値シミュレーションにより以下のとおり検討した。

4.1 数値シミュレーションの手法と条件

数値シミュレーションは、取水口から取水管、取水槽に至る取水設備について検討した。

数値シミュレーションの計算条件を第4.1-1表に示す。また、2号機取水設備概要図を4.1-1図に示す。

4.2 検討結果

海域活断層の想定津波を対象とする取水設備の水理特性による水位変動について、数値シミュレーションを実施した結果、2号機取水槽の最低水位は T.P.-6.6m程度(循環水ポンプ運転時)である。

また、最低水位を与える水位変動の継続時間は、3分以下である。

取水口での水位の時系列変化，取水設備の水理特性による水位変動の検討結果を第 4.2-1 図，第 4.2-2 図に示す。

5. 参考文献

- (1) (社)土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2002):原子力発電所の津波評価技術.
- (2)渡辺偉夫(1998):日本被害津波総覧【第2版】,東京大学出版会,238p.
- (3)国立天文台編(2009):理科年表 平成22年(机上版),丸善,1041p.
- (4)宇佐美龍夫(2003):最新版日本被害地震総覧[416]-2001,東京大学出版会,605p.
- (5)羽鳥徳太郎(1984):日本海の歴史津波,月刊海洋科学,Vol.16, pp.538-545.
- (6)羽鳥徳太郎(1995):日本海沿岸における津波のエネルギー分布,地震,第2輯,第48巻, pp.229-233.
- (7)都司嘉宣,加藤健二,荒井賢一,上田和枝(1994):北海道南西沖地震津波の西日本海岸での浸水高,月刊海洋,号外No.7, pp.192-200.
- (8)羽鳥徳太郎(1994):山陰地方の津波の特性,津波工学研究報告,第11号, pp.33-40.
- (9)阿部邦昭(1996):津波に対する島のレンズ効果 - その1. 1993年北海道南西沖地震津波,地震,第2輯,第49巻, pp.1-9.
- (10)気象庁(1984):昭和58年(1983年)日本海中部地震調査報告,気象庁技術報告,第106号, 252p.
- (11)(社)土木学会日本海中部地震震害調査委員会(1986):1983年日本海中部地震震害調査報告,(社)土木学会, pp.111-181.
- (12)気象庁(1995):平成5年(1993年)北海道南西沖地震調査報告,気象庁技術報告,第117号, 281p.
- (13)(社)土木学会耐震工学委員会(1997):1993年北海道南西沖地震震害調査報告,(社)土木学会, pp.76-106.

- (14)羽鳥徳太郎・片山道子(1977)：日本海沿岸における歴史津波の挙動とその波源域，東京大学地震研究所彙報，Vol.52，pp.49-70.
- (15)羽鳥徳太郎(1984)：北海道渡島沖津波(1741年)の挙動の再検討 1983年日本海中部地震津波との比較，東京大学地震研究所彙報，Vol.59，pp.115-125.
- (16)Mansinha,L.and Smylie,D.E.(1971)：The displacement fields of inclined faults，Bull.Seism.Soc.Am.，Vol.61，pp.1433-1440.
- (17)後藤智明・小川由信(1982)：Leap-frog法を用いた津波の数値計算法，東北大学工学部土木工学科資料，52p.
- (18)小谷美佐・今村文彦・首藤伸夫(1998)：GISを利用した津波遡上計算と被害推定法，海岸工学論文集，第45巻，pp.356-360.
- (19)長谷川賢一・鈴木孝夫・稲垣和男・首藤伸夫(1987)：津波の数値実験における格子間隔と時間積分間隔に関する研究，土木学会論文集，第381号，-7，pp.111-120.
- (20)日本水路協会(2007)：海底地形デジタルデータ M7009(北海道西部)，M7010(秋田沖)，M7011(佐渡)，M7014(対馬海峡)，M7015(北海道北部)，M7024(九州西岸海域).
- (21)日本水路協会(2008)：海底地形デジタルデータ M7012(若狭湾)，M7013(隠岐).
- (22)日本水路協会(2003)：JT0P030 日本近海 30秒グリッド水深データ (M1407).
- (23)日本海洋データセンター(2002)：J-EGG500 500mメッシュ水深データ.
- (24)NGDC(2006)：ETOPO2v2 2-Minute Gridded Global Relief Data.
- (25)相田勇(1977)：三陸沖の古い津波のシミュレーション，東京大学地震研究所彙報，Vol.52，pp.71-101.

- (26) 相田勇(1984) : 1983年日本海中部地震津波の波源数値モデル, 東京大学地震研究所彙報, Vol.59, pp.93-104.
- (27) 高橋武之・高橋智幸・首藤伸夫(1995) : 津波数値計算による北海道南西沖地震の検討, 地球惑星科学関連学会1995年合同大会予稿集, pp.370.
- (28) 阿部勝征(1989) : 地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測, 東京大学地震研究所彙報, Vol.64, pp.51-69.
- (29) 武村雅之(1998) : 日本列島における地殻内地震のスケーリング則 - 地震断層の影響および地震被害との関連 -, 地震第2輯, 第51巻, pp.211-228.
- (30) Kanamori, H. (1977) : The energy release in great earthquakes, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH Vol.82, No.20, pp.2981-2987.
- (31) 地震調査研究推進本部地震調査委員会長期評価部会(2003) : 日本海東縁部の地震活動の長期評価について, http://www.jishin.go.jp/main/chousa/03jun_nihonkai/index.html.
- (32) (社)土木学会(1999) : 「水理公式集[平成11年版]」, 713p.
- (33) 電力土木技術協会(1995) : 「火力・原子力発電所土木構造物の設計 - 補強改訂版 - 」, 1102p.
- (34) 千秋信一(1967) : 「発電水力演習」, 学献社, 423p.

第 2.1.1-1 表 主な既往の津波一覧^{*1}

| 発生年月日 | 波源域 震央位置 ^{*3} | 地震 規模 ^{*4} M | 津波 規模 ^{*5} m | 地震・津波の概要 ^{*6} |
|---------------------|--------------------------------------|-----------------------------|-----------------------------|--|
| 1741.8.29 寛保元年 | 北海道南西沖 41.6°N 139.4°E | 6.9 (?) | {3} | 渡島西岸・津軽・佐渡：渡島大島この月の下旬より活動，13日に噴火した。19日早朝に津波，北海道で死1467，流出家屋729，船1521破壊。津軽で田畑の損も多く，流失潰家約100，死37。佐渡・能登・若狭にも津波。 |
| 1762.10.31 宝暦12年 | 新潟県沖 38.1°N 138.7°E | 7.0 | 1~2 | 佐渡：石垣・家屋が破損，銀山道が崩れ，死者があった。鶴島村で津波により26戸流出。新潟で地割れを生じ，砂と水を噴出。酒田・羽前南村山郡・日光で有感。 |
| 1792.6.13 寛政4年 | 北海道西方沖 43 3/4°N 140.0°E | 7.1 | 2 | 後志：津波があった。忍路で港頭の岸壁が崩れ，海岸に引き上げていた夷船漂流，出漁中の夷人5人溺死。美国でも溺死若干。 |
| 1793.2.8 寛政4年 | 青森県西方沖 40.85°N 139.95°E | 7.0 | 1 | 西津軽：鱒ヶ沢・深浦で激しく，全体で潰家154，死12など。大戸瀬を中心に約12kmの沿岸が最高3.5m隆起した。小津波があり，余震が続いた。 |
| 1804.7.10 文化1年 | 秋田・山形県境 沿岸 39.05°N 139.95°E | 7.0 | 1 | 羽前・羽後：「象潟地震」：5月より付近で鳴動があった。被害は全体で潰家5千以上，死300以上。象潟湖が隆起して乾陸あるいは沼となった。余震が多かった。象潟・酒田などに津波の記事がある。 |
| 1833.12.7 天保4年 | 山形県沖 38.9°N 139.25°E | 7 1/2 | 2 | 羽前・羽後・越後・佐渡：庄内地方で特に被害が大きく，潰家475，死42。津波が本庄から新潟に至る海岸と佐渡を襲い，能登で大破流出家約345，死約100。 |
| 1872.3.14 明治5年 | 島根県沖 35.15°N 132.1°E | 7.1 | 0 | 石見・出雲：「浜田地震」：1週間ほど前から鳴動，当日には前震もあった。全体で全潰約5千，死約550，特に石見東部で被害が多かった。海岸沿いに数尺の隆起・沈降がみられ，小津波があった。 |
| 1892.12.9 明治25年 | 石川県西岸 37.1°N 136.7°E | 6.4 | 0 | 能登半島西岸：家屋・土蔵の破損があった。11日にも同程度の地震があり，羽咋郡で全潰2，死1。 |
| 1940.8.2 昭和15年 | 北海道西方沖 44.25°N 139.47°E | 7.5 | 2 | 北海道北西沖：「積丹半島沖地震」：被害はほとんどなく，津波による被害が大きかった。波高は，羽幌・天塩2m，利尻3m，金沢・宮津1m。天塩河口で溺死10。 |
| 1947.11.4 昭和22年 | 北海道西方沖 43.82°N 141.02°E | 6.7 | 1 | 北海道西方沖：北海道の西岸に津波があり，波高は利尻島沓形で2m，羽幌付近で0.7m，小被害があった。 |
| 1964.6.16 昭和39年 | 新潟県沖 38.37°N 139.22°E | 7.5 | 2 | 新潟県沖：「新潟地震」：新潟・秋田・山形の各県を中心に被害があり，死26，住家全壊1960，半壊6640，浸水15297，その他船舶・道路の被害も多かった。新潟市内の各所で噴砂水がみられ，地盤の液状化による被害が著しかった。石油タンクの火災が発生。津波が日本海沿岸一帯を襲い，波高は新潟県沿岸で4m以上に達した。粟島が約1m隆起した。 |
| 1983.5.26 昭和58年 | 秋田・青森県沖 40.36°N 139.08°E | 7.7 | 3 | 秋田県沖：「昭和58年日本海中部地震」：被害は秋田県で最も多く，青森・北海道がこれに次ぐ。日本全体で死104（うち津波によるもの100），傷163（同104），建物全壊934，半壊2115，流失52，一部破損3258，船沈没255，流失451，破損1187。津波は早い所では津波警報発令以前に沿岸に到達した。石川・京都・島根など遠方の府県にも津波による被害が発生した。 |
| 1993.7.12 平成5年 | 北海道南西沖 42.78°N 139.18°E | 7.8 | 3 | 北海道南西沖：「平成5年北海道南西沖地震」：地震に加えて津波による被害が大きく，死202，不明28，傷323。特に地震後間もなく津波に襲われた奥尻島の被害は甚大で，島南端の青苗地区は火災もあって壊滅状態，夜10時すぎの闇のなかで多くの人命，家屋等が失われた。津波の高さは青苗の市街地で10mを越えたところがある。 |

*1:津波は渡辺(1998)⁽²⁾が記載している日本海を波源とする津波のうち国立天文台編(2009)⁽³⁾に記載されているもの。

*2:波源域は渡辺(1998)による。

*3:震央位置は宇佐美(2003)⁽⁴⁾による。

*4:地震規模は宇佐美(2003)の中央値による。

*5:津波規模は渡辺(1998)による。但し，1741年は宇佐美(2003)による。

*6:地震・津波の概要は国立天文台編(2009)による。

第 2.1.1-2 表 島根半島における既往津波高一覧

| 地点 | 1983 年 日本海中部地震津波 ^{*1} (m) | 1993 年 北海道南西沖地震津波 ^{*2} (m) |
|-----------|--|---|
| 才 | | 2.9 |
| 軽尾 | 2.0 | 2.8 |
| 雲津 | 2.5 , 3.0 | 2.5 |
| 諸喰 | | 1.3 |
| 法田 | 1.3 | 2.14 |
| 七類 | 1.3 | 1.7 |
| 七類漁協 | | 1.65 |
| 惣津 | | 0.4 |
| 笹子 | | 1.4 |
| 片江 | | 1.4 |
| 菅浦 | | 1.0 |
| 稲積 | | 1.15 |
| 千酌 | | 0.97 |
| 笠浦 | | 1.4 |
| 野井 | 1.2 | 0.9 |
| 瀬崎 | | 0.3 |
| 沖泊 | 1.7 | 1.3 |
| 多古 | | 1.15 |
| 小波 | 1.7 | 1.6 |
| 野波 | 2.8 | 1.77 |
| 佐波 | | 3.4 |
| 加賀 | 1.0 | 1.52 |
| 大芦 | | 2.2 |
| 御津 | 1.0 | 1.93 |
| 片匂 | 0.7 | 1.7 |
| 手結 | | 1.2 |
| 恵曇 | 0.6 , 1.0 | 1.4 |
| 恵曇 (港外) | 4.7 | |
| 六坊 | | 0.4 |
| 芦尾 | | 0.7 |
| 魚瀬 | | 1.0 |
| 伊野浦 | | 0.4 |
| 坂浦 | 1.0 | |
| 佐香 | | 1.4 |
| 小伊津 | 1.2 | 1.5 |
| 三津 | 1.0 | 1.1 |
| 塩津 | | 1.2 |
| 釜浦 | | 1.3 |
| 十六島 | | 0.2 |
| 北浜漁港 | 1.1 | |
| 鶴峠 | | 1.2 |
| 鷺浦 | 1.2 | 1.7 |
| 宇龍 | 1.66 | 1.2 |
| 日御碕 | 0.2 ~ 0.3 | |

*1: (社) 土木学会日本海中部地震震害調査委員会 (1986 年)⁽¹¹⁾

*2: (社) 土木学会耐震工学委員会 (1997 年)⁽¹³⁾

第 2.1.3-1 表 計算条件一覧

| 領域 項目 | A 領域 | B 領域 | C 領域 | D 領域 | E 領域 | F 領域 | G 領域 | H 領域 | I 領域 | J 領域 |
|----------|---|-------|------|------|------|------|------|------|-------|-------|
| 計算領域 | 日本海全域 (南北約 2100km, 東西約 1300km) | | | | | | | | | |
| 計算格子間隔 | 3200m | 1600m | 800m | 400m | 200m | 100m | 50m | 25m | 12.5m | 6.25m |
| 計算時間間隔 | 格子間隔と水深から定められる条件を満たすように設定 0.15 秒 : 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波および海域活断層に想定される地震に伴う津波 0.0375 秒 : 海域活断層のうち F - 断層, F - 断層および F _K - 2 断層が連動する場合に想定される地震に伴う津波 | | | | | | | | | |
| 基礎方程式 | 非線形長波 | | | | | | | | | |
| 沖合境界条件 | A, B および C 領域の開境界部分では自由透過, 領域の結合部では水位・流速を接続 ⁽¹⁷⁾ | | | | | | | | | |
| 陸岸境界条件 | 静水面より上昇する津波に対して完全反射条件, 静水面より下降する津波に対して小谷ら (1998) ⁽¹⁸⁾ の移動境界条件を用いて海底露出を考慮 敷地周辺の遡上メッシュは, 小谷ら (1998) の遡上条件で実施 | | | | | | | | | |
| 初期条件 | 地震断層モデルを用いて Mansinha and Smylie (1971) ⁽¹⁶⁾ の方法により計算される海底地盤変位が瞬時に生じるように設定 | | | | | | | | | |
| 海底摩擦 | マニングの粗度係数 0.03 m ^{-1/3} s | | | | | | | | | |
| 水平渦動粘性 | 考慮しない | | | | | | | | | |
| 計算潮位 | T.P.+0.0m | | | | | | | | | |
| 計算対象現象時間 | 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波は地震発生後 6 時間まで 海域活断層に想定される地震に伴う津波は地震発生後 3 時間まで | | | | | | | | | |

基礎方程式 : 非線形長波 (浅水理論) の連続式および運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial Q_x}{\partial x} + \frac{\partial Q_y}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial Q_x}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{Q_x^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{Q_x Q_y}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} + \frac{gn^2}{D^{7/3}} Q_x \sqrt{Q_x^2 + Q_y^2} = 0$$

$$\frac{\partial Q_y}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{Q_x Q_y}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{Q_y^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} + \frac{gn^2}{D^{7/3}} Q_y \sqrt{Q_x^2 + Q_y^2} = 0$$

ここに,

- | | | | |
|--------|------------|------------|-----------------------|
| x, y | : 水平座標 | t | : 時間 |
| | : 静水面からの水位 | Q_x, Q_y | : x, y 方向の単位幅当たりの流量 |
| h | : 静水深 | D | : 全水深 (= $h +$) |
| g | : 重力加速度 | n | : マニングの粗度係数 |

第 2.1.4-1 表 既往津波高と計算津波高の比較

| 地点 | 1983 年日本海中部地震津波 | | 1993 年北海道南西沖地震津波 | |
|--------|----------------------------|--------------|----------------------------|--------------|
| | 既往津波高 ^{*1} (m) | 計算津波高 (m) | 既往津波高 ^{*2} (m) | 計算津波高 (m) |
| 諸喰 | | | 1.3 | 1.31 |
| 法田 | 1.3 | 1.27 | 2.14 | 2.02 |
| 七類 | 1.3 | 1.26 | 1.7 | 1.98 |
| 七類漁協 | | | 1.65 | 1.98 |
| 笹子 | | | 1.4 | 1.19 |
| 片江 | | | 1.4 | 1.16 |
| 菅浦 | | | 1.0 | 0.94 |
| 稻積 | | | 1.15 | 1.08 |
| 千酌 | | | 0.97 | 1.19 |
| 笠浦 | | | 1.4 | 1.25 |
| 野井 | 1.2 | 0.98 | 0.9 | 0.83 |
| 沖泊 | 1.7 | 1.39 | 1.3 | 1.62 |
| 多古 | | | 1.15 | 1.49 |
| 小波 | 1.7 | 1.57 | 1.6 | 1.06 |
| 野波 | 2.8 | 1.71 | 1.77 | 1.38 |
| 佐波 | | | 3.4 | 2.42 |
| 加賀 | 1.0 | 1.98 | 1.52 | 1.60 |
| 大芦 | | | 2.2 | 1.61 |
| 御津 | 1.0 | 1.85 | 1.93 | 1.39 |
| 片匂 | 0.7 | 1.35 | 1.7 | 1.32 |
| 手結 | | | 1.2 | 1.64 |
| 恵曇 | 1.0 | 1.01 | 1.4 | 1.16 |
| 恵曇(港外) | 4.7 | 3.16 | | |
| 六坊 | | | 0.4 | 1.27 |
| 芦尾 | | | 0.7 | 1.10 |
| 魚瀬 | | | 1.0 | 1.28 |
| 伊野浦 | | | 0.4 | 0.81 |
| 坂浦 | 1.0 | 0.96 | | |
| 佐香 | | | 1.4 | 0.66 |
| 小伊津 | 1.2 | 1.83 | 1.5 | 1.28 |
| 三津 | 1.0 | 1.30 | 1.1 | 1.00 |
| 塩津 | | | 1.2 | 1.06 |
| 釜浦 | | | 1.3 | 1.31 |
| 北浜漁港 | 1.1 | 0.83 | | |
| 鵜峠 | | | 1.2 | 0.94 |
| 鷺浦 | 1.2 | 1.12 | 1.7 | 0.96 |
| 宇龍 | 1.66 | 1.14 | 1.2 | 0.68 |

*1: (社)土木学会日本海中部地震震害調査委員会(1986)に記載された既往津波高の記録を示す。

*2: (社)土木学会耐震工学委員会(1997)に記載された既往津波高の記録を示す。

第 2.1.4-2 表 既往津波高の再現性

| 項目 | データ数 N | K^{*1} | *2 |
|------------------------------|-------------|----------|---------|
| 対象津波 (領域) | | | |
| 1983 年日本海中部地震津波 (島根半島沿岸) | 17 | 0.97 | 1.44 |
| 1993 年北海道南西沖地震津波 (島根半島沿岸) | 34 | 1.04 | 1.43 |

*1: K : $\log K = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \log K_i$, ただし , $K_i = \frac{(\text{既往津波高})_i}{(\text{計算津波高})_i}$

*2: $\log = \left\{ \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (\log K_i)^2 - (\log K)^2 \right\}^{\frac{1}{2}}$

第 2.2.1-1 表 阿部(1989)の予測式による津波の予測高

| 断層名 | 断層長さ L (km) | 津波の 伝播距離 (km) | 地震 モーメント M_0 ($N \cdot m$) | モーメント マグニチュード M_w | 予測高 H (m) |
|-----------------------------|-------------------|---------------------|---|---------------------------|-----------------|
| F - ~ F _K - 2 断層 | 51.5 | 24.4 | 1.16×10^{20} | 7.3 | 3.6 |
| 大田沖断層 | 47 | 70 | 9.64×10^{19} | 7.3 | 1.3 |
| 鳥取沖西部断層 | 37 | 50 | 5.98×10^{19} | 7.1 | 1.2 |
| 鳥取沖東部断層 | 51 | 108 | 1.14×10^{20} | 7.3 | 0.9 |
| F _K - 1 断層 | 19.0 | 28.4 | 1.33×10^{19} | 6.7 | 0.8 |
| 隠岐北西方北部断層 | 36 | 149 | 5.66×10^{19} | 7.1 | 0.4 |
| K - 6 撓曲 | 9.5 | 16.8 | 1.65×10^{18} | 6.1 | 0.4 |
| K - 7 撓曲 | 9.0 | 13.8 | 1.42×10^{18} | 6.0 | 0.4 |
| 見島北方沖西部断層 | 38 | 201 | 6.30×10^{19} | 7.1 | 0.3 |
| K - 4 撓曲 | 9.0 | 20.2 | 1.42×10^{18} | 6.0 | 0.3 |
| K - 1 撓曲 | 7.0 | 50.1 | 6.79×10^{17} | 5.8 | 0.1 |
| K - 2 撓曲 | 3.5 | 46.6 | 8.45×10^{16} | 5.2 | 0.1 |

第 4.1-1 表 水位変動の数値シミュレーションの計算条件

| 項 目 | 計算条件 |
|-----------------------|---|
| 計算領域 | 取水口 ~ 取水管 ~ 取水槽 |
| 計算時間間隔 | 0.01 秒 |
| 基礎方程式 | 非定常管路および開水路流れの連続式および運動方程式 |
| 取水槽側境界条件 (ポンプ取水量) | 循環水ポンプ運転時：59m ³ /s 循環水ポンプ停止時：2.3m ³ /s |
| 摩擦損失係数 (マンングの粗度係数) | 取水管：0.014m ^{-1/3} s 取水槽漸拡部：0.015m ^{-1/3} s (塩素注入あり) |
| 貝の付着代 | 塩素注入ありのため、貝の付着代は考慮せず |
| 局所損失係数 | 土木学会(1999)等 ^{(32)~(34)} による |
| 想定する潮位条件 | 水位上昇側：朔望平均満潮位 T.P.+0.46m 水位下降側：朔望平均干潮位 T.P.-0.02m |
| 地盤変動条件 | 地盤変動量を考慮する |
| 計算時間 | 地震発生後 3 時間 |

基礎方程式

(1) 管水路の連続式および運動方程式

・連続式

$$\frac{\partial Q}{\partial x} = 0$$

・運動方程式

$$\frac{\partial Q}{\partial t} + gA \frac{\partial H}{\partial x} + gA \left(\frac{n^2 |v|v}{R^{4/3}} + \frac{1}{\Delta x} f \frac{|v|v}{2g} \right) = 0$$

(2) 開水路の連続式および運動方程式

・連続式

$$\frac{\partial A}{\partial t} + \frac{\partial Q}{\partial x} = 0$$

・運動方程式

$$\frac{\partial Q}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{Q^2}{A} \right) + gA \frac{\partial H}{\partial x} + gA \left(\frac{n^2 |v|v}{R^{4/3}} + \frac{1}{\Delta x} f \frac{|v|v}{2g} \right) = 0$$

ここに t ：時間， Q ：流量， v ：流速， x ：管底に沿った座標， A ：流水断面積

H ：圧力水頭 + 位置水頭（管水路の場合），位置水頭（開水路の場合）

z ：管底高， g ：重力加速度， n ：マンングの粗度係数， R ：径深

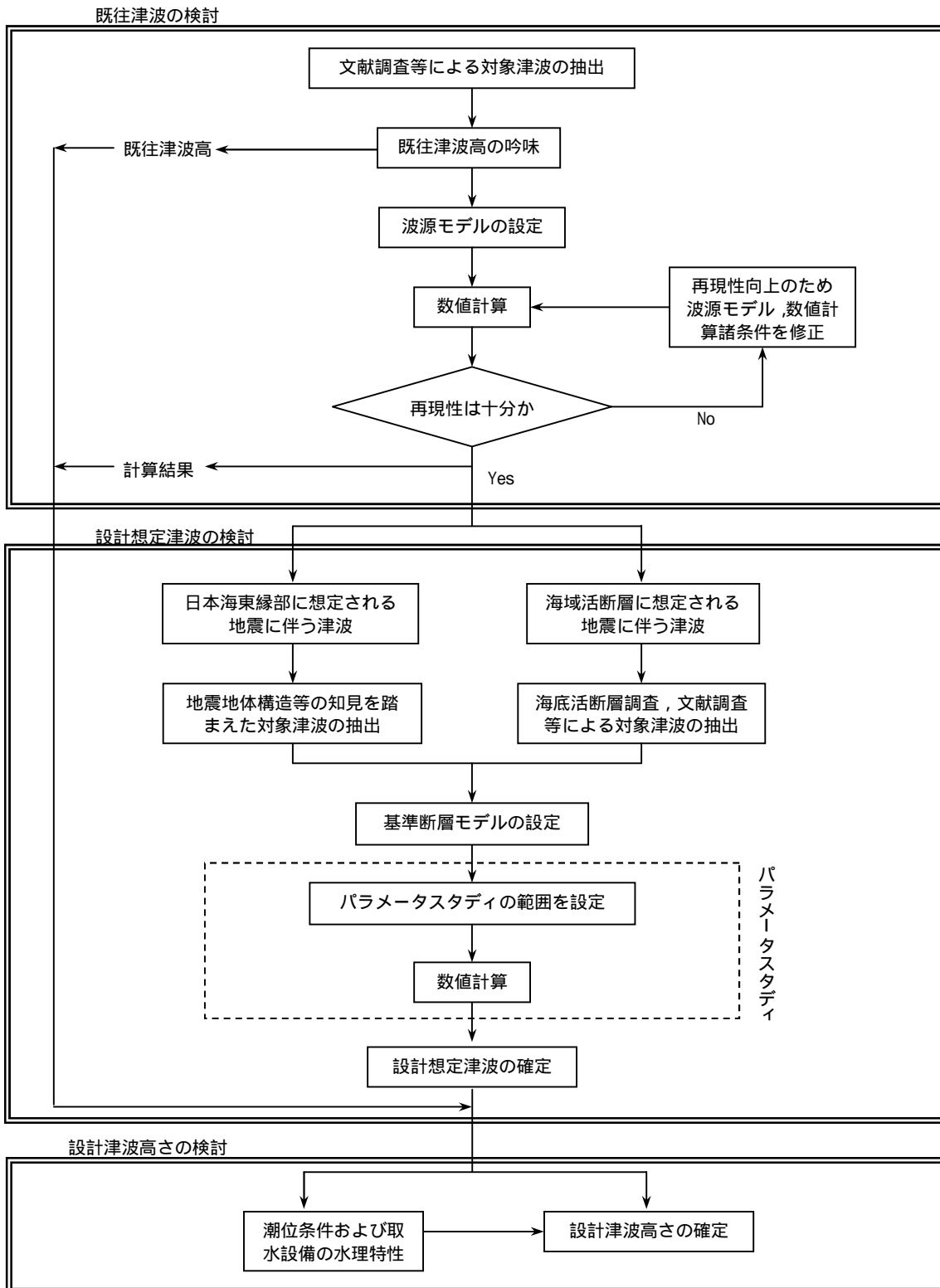
x ：管路の流れ方向の長さ， f ：局所損失係数

(3) 水槽の連続式

$$A_p \frac{dH_p}{dt} = Q_s$$

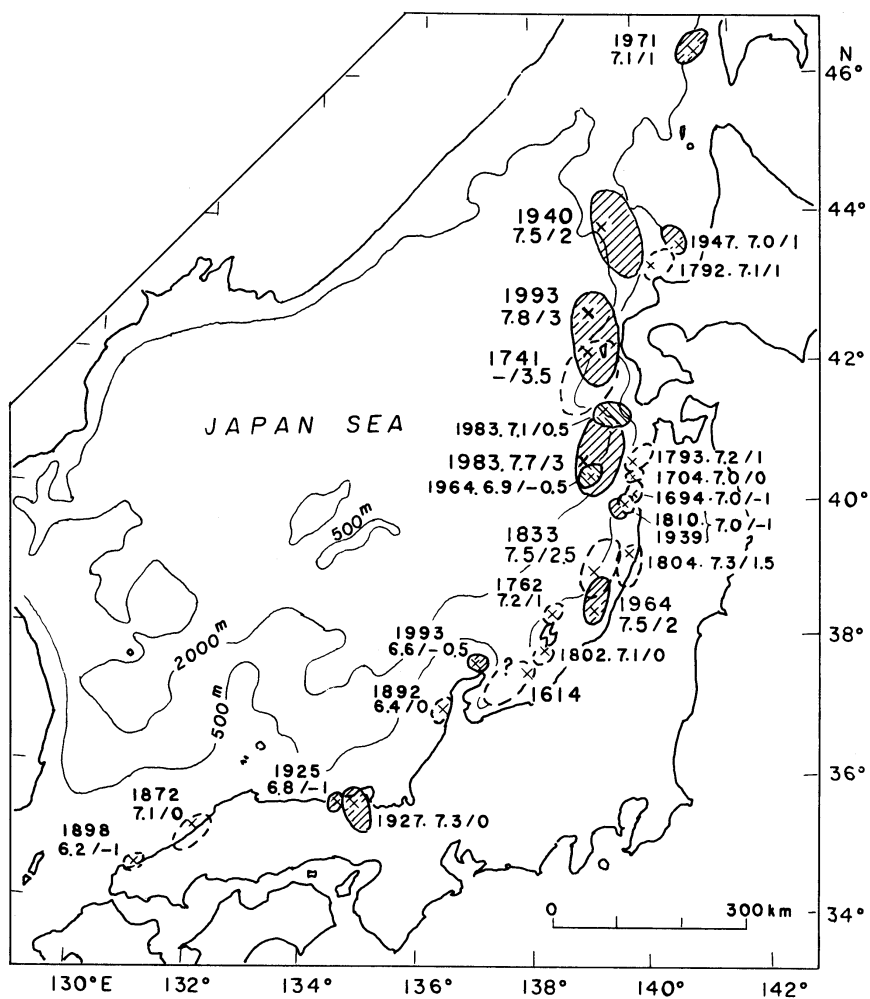
ここに A_p ：水槽の平面積（水位の関数となる）， H_p ：水槽水位

Q_s ：水槽へ流入する流量の総和， t ：時間



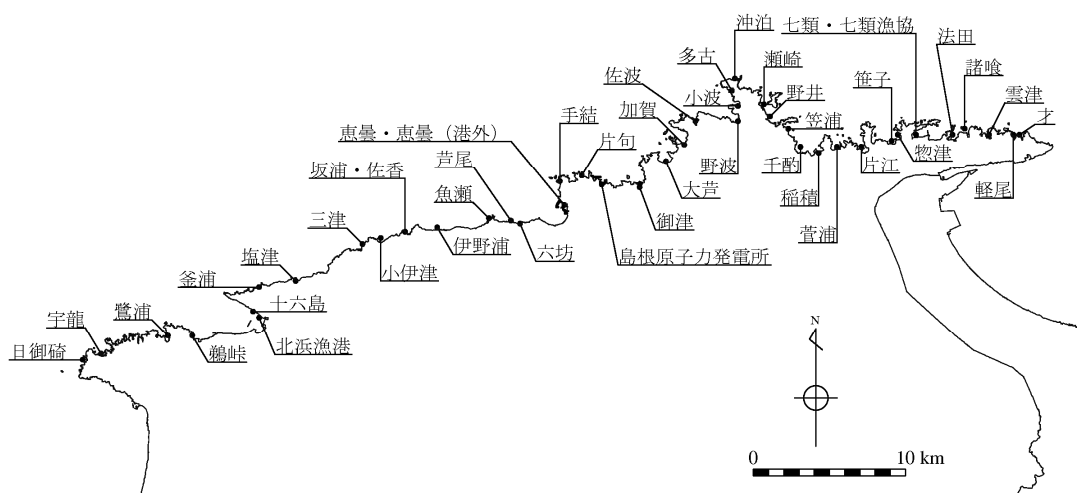
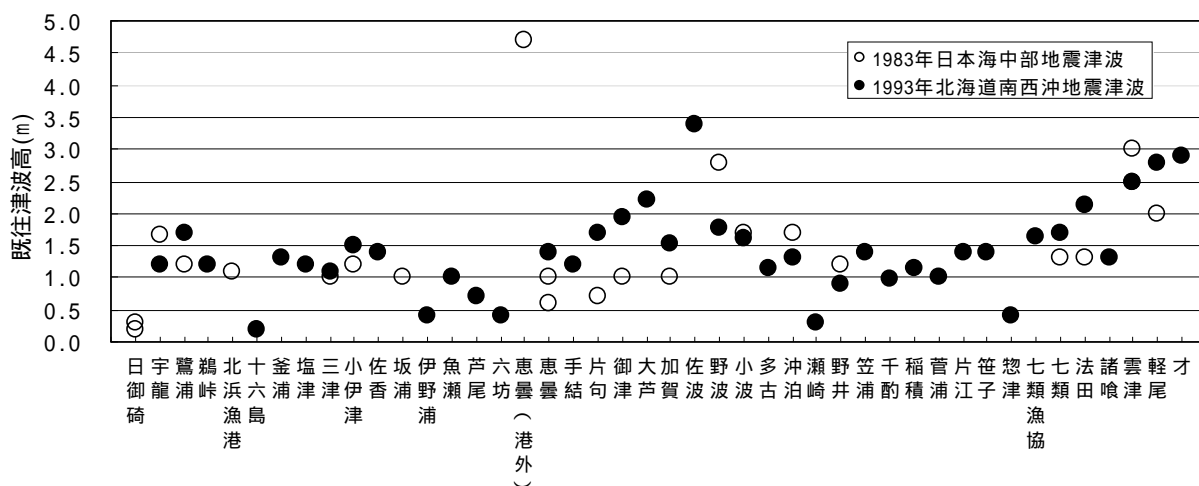
第 1-1 図 検討フロー

S2 添 5.2-1 R0



1600年～1994年に日本海で発生した津波の波源域で、数値は「発生年，地震マグニチュードM / 津波規模m」である。斜線で示したものは，1894年以降に発生した津波。

第 2.1.1-1 図 日本海で発生した津波の波源域 (羽鳥, 1995)⁽⁶⁾



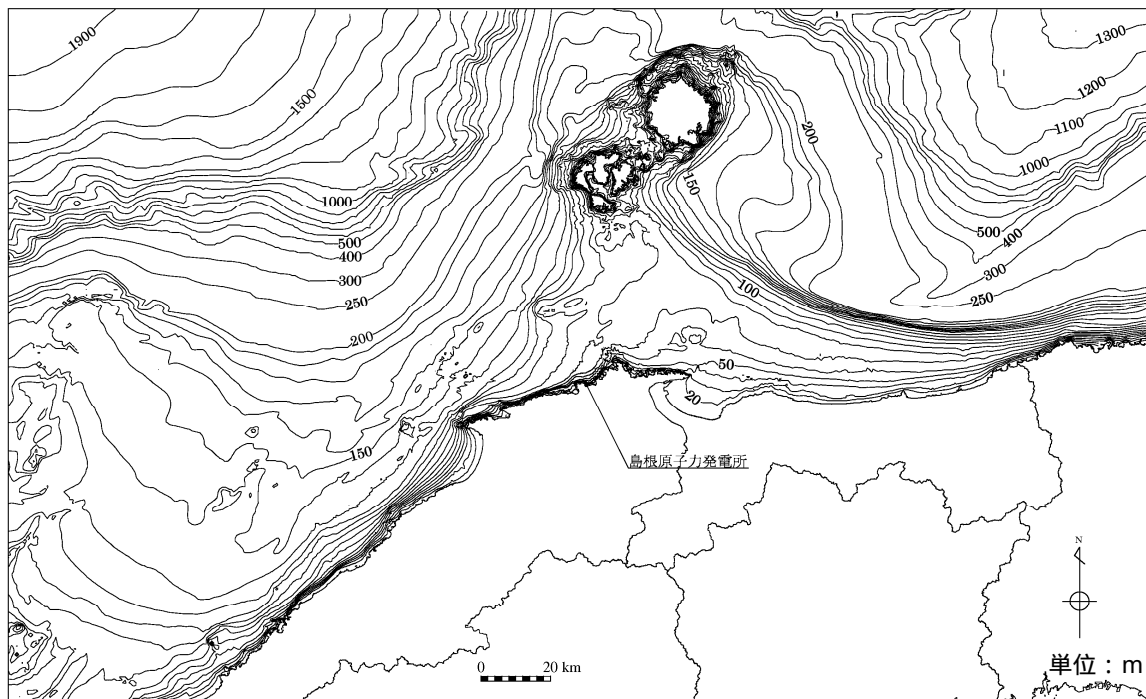
第 2.1.1-2 図 島根半島における既往津波高

S2 添 5.2-1 R0

S2 添 5.2-1 R0

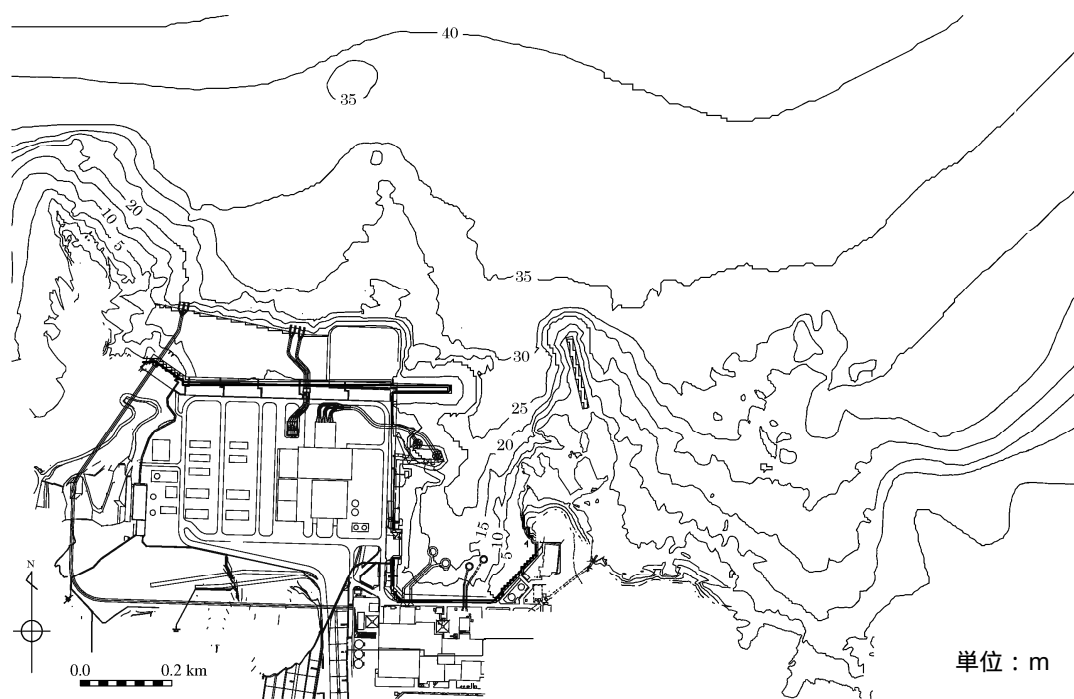


第 2.1.3-1 図(1) 計算領域と水深 - 全域 -



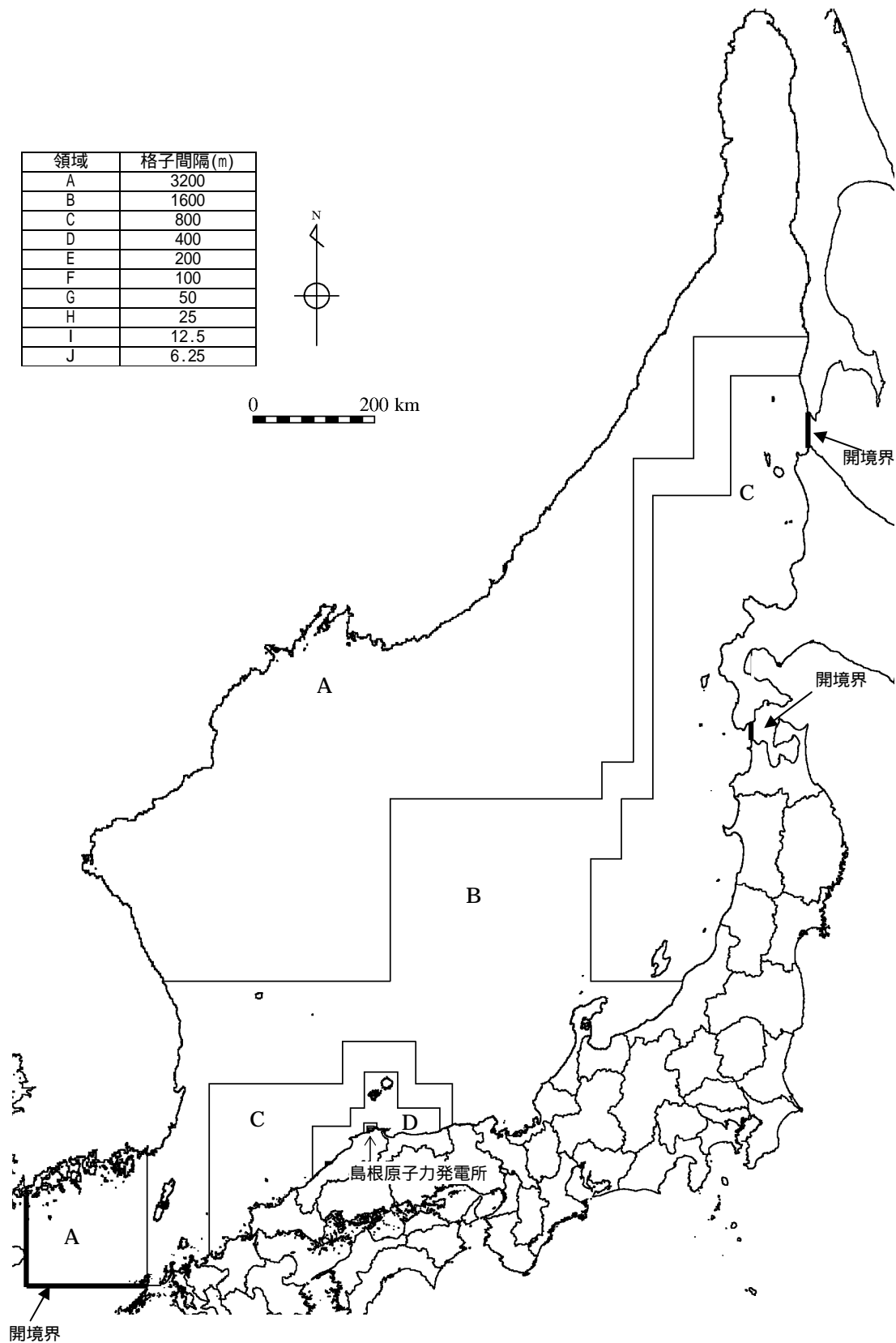
第 2.1.3-1 図(2) 計算領域と水深 - 敷地周辺 -

S2 添 5.2-1 R0



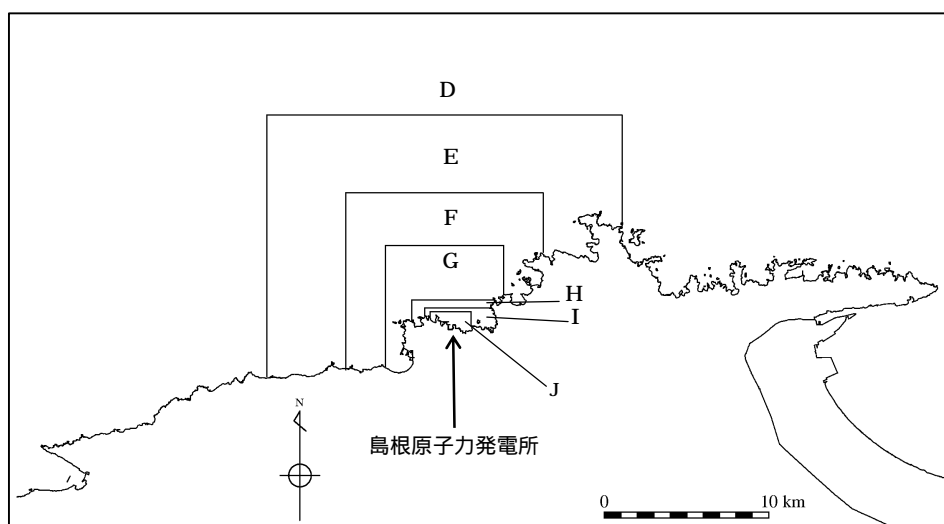
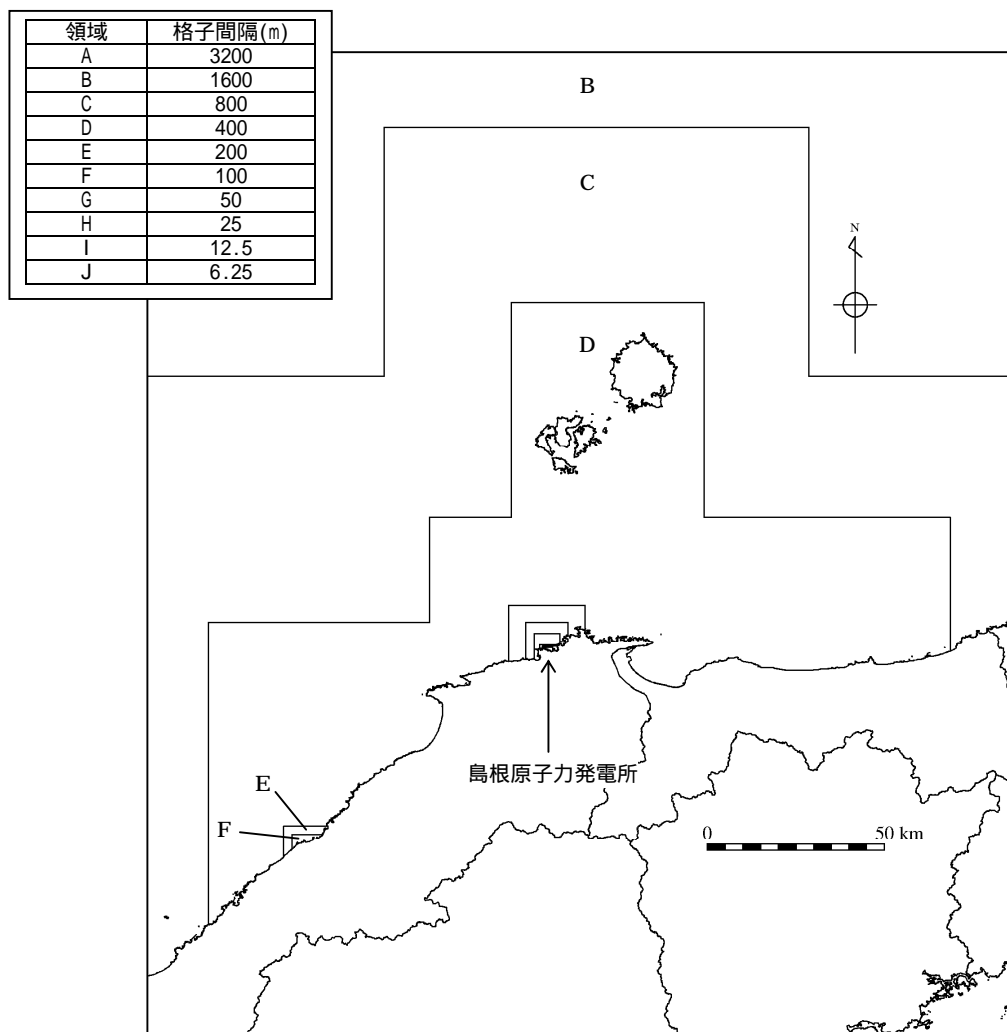
第 2.1.3-1 図(3) 計算領域と水深 - 敷地前面 -

S2 添 5.2-1 R0

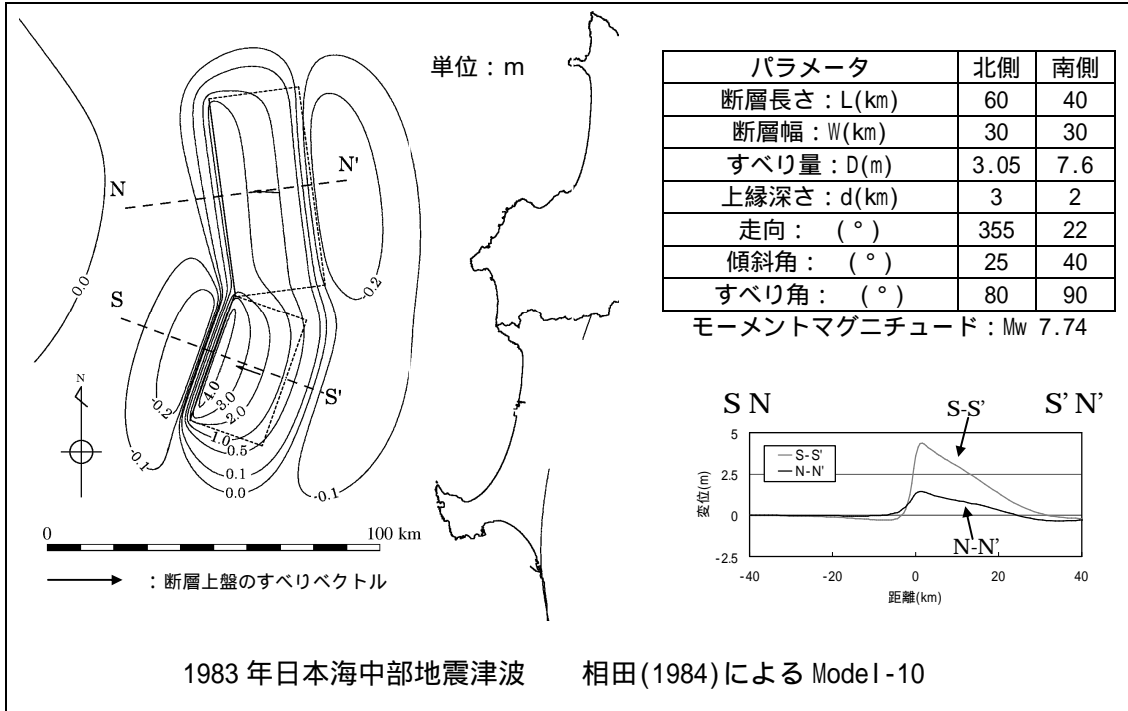


第 2.1.3-2 図(1) 計算領域と格子分割 (日本海全体)

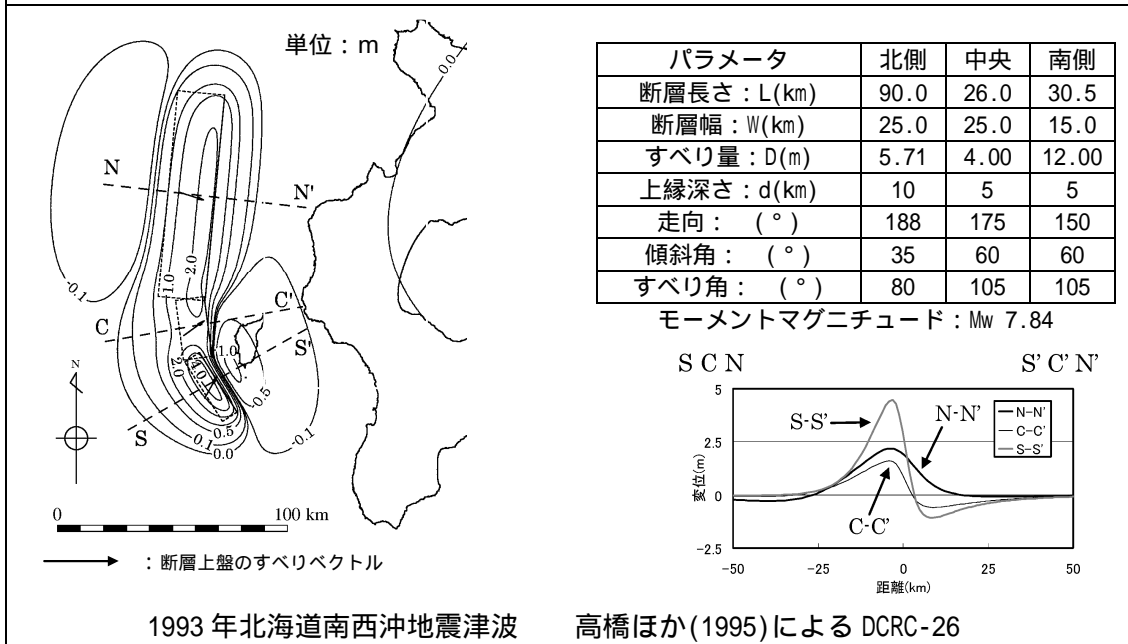
S2 添 5.2-1 R0



第 2.1.3-2 図(2) 計算領域と格子分割 (島根原子力発電所周辺)



1983年日本海中部地震津波 相田(1984)による Model-10

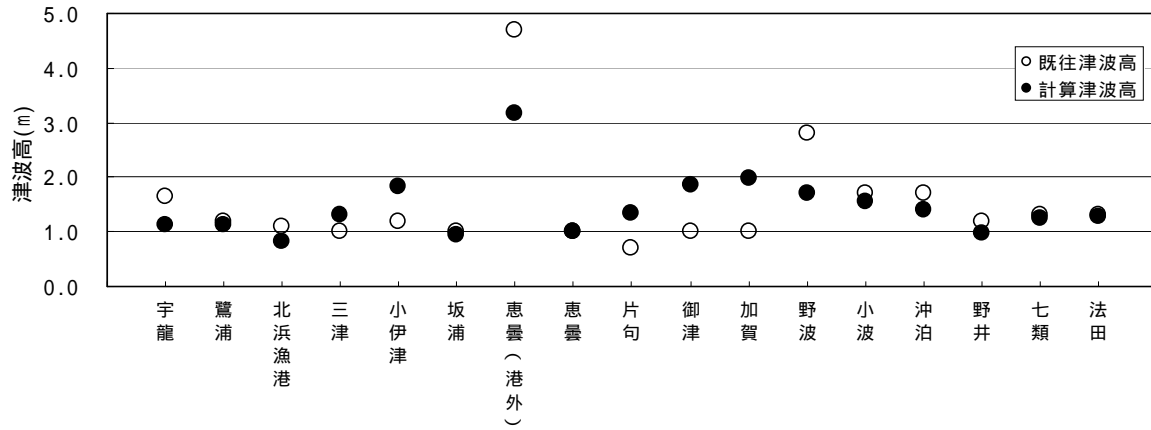


1993年北海道南西沖地震津波 高橋ほか(1995)による DCRC-26

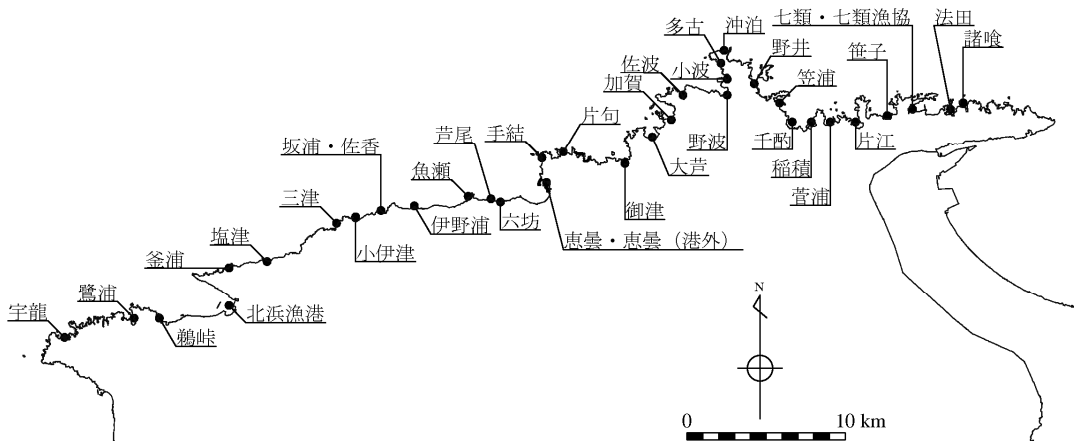
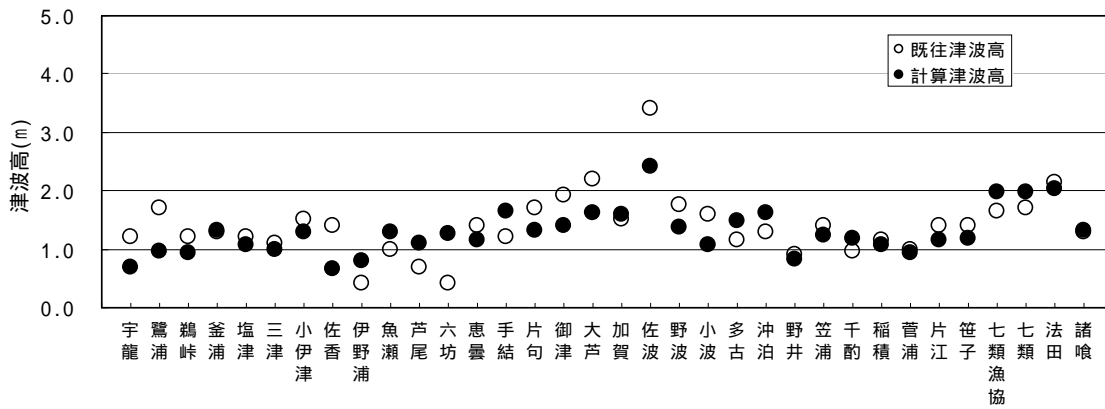
第 2.1.4-1 図 波源モデルおよび初期変位分布

S2 添 5.2-1 R0

1983 年日本海中部地震津波

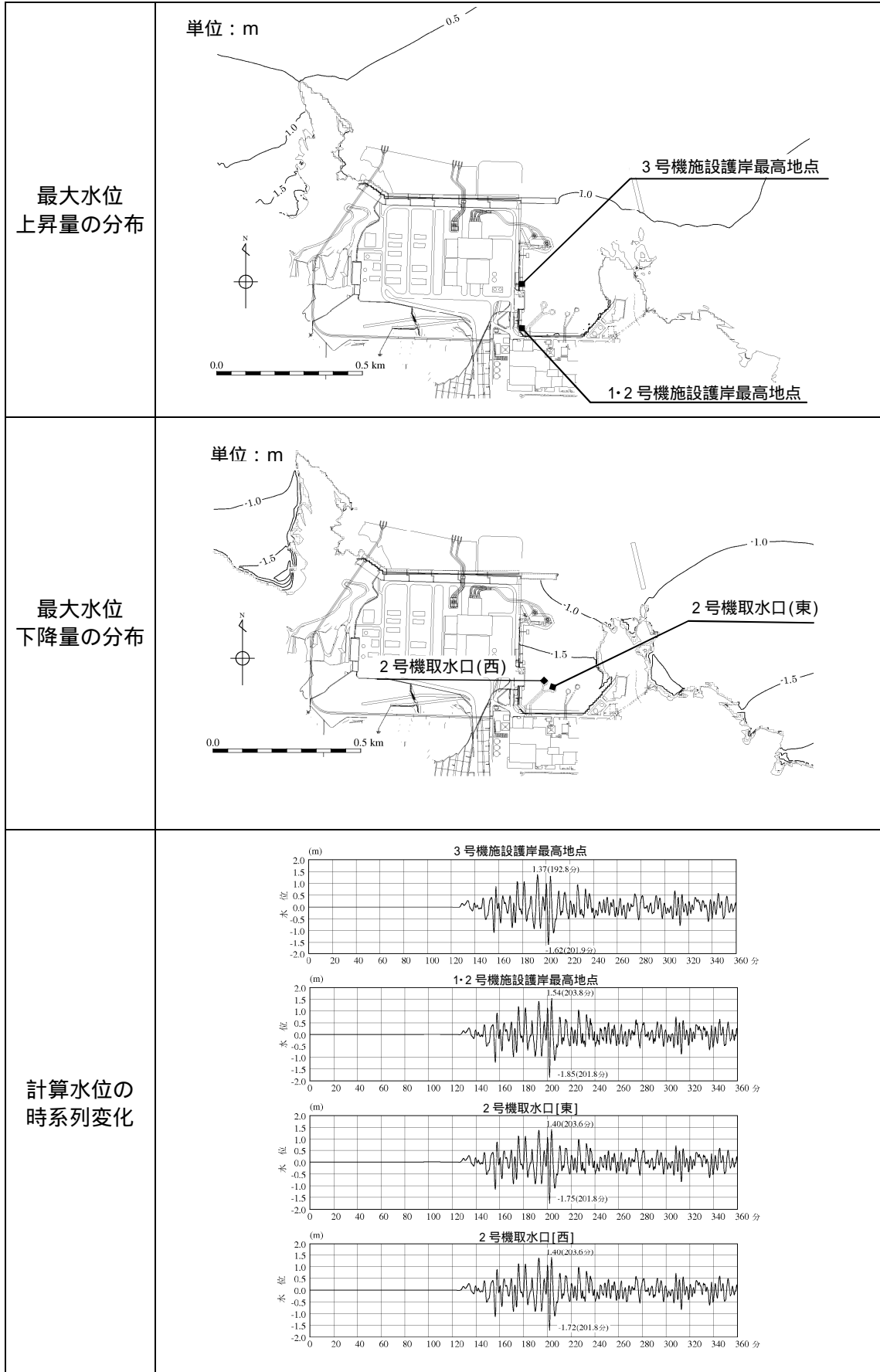


1993 年北海道南西沖地震津波

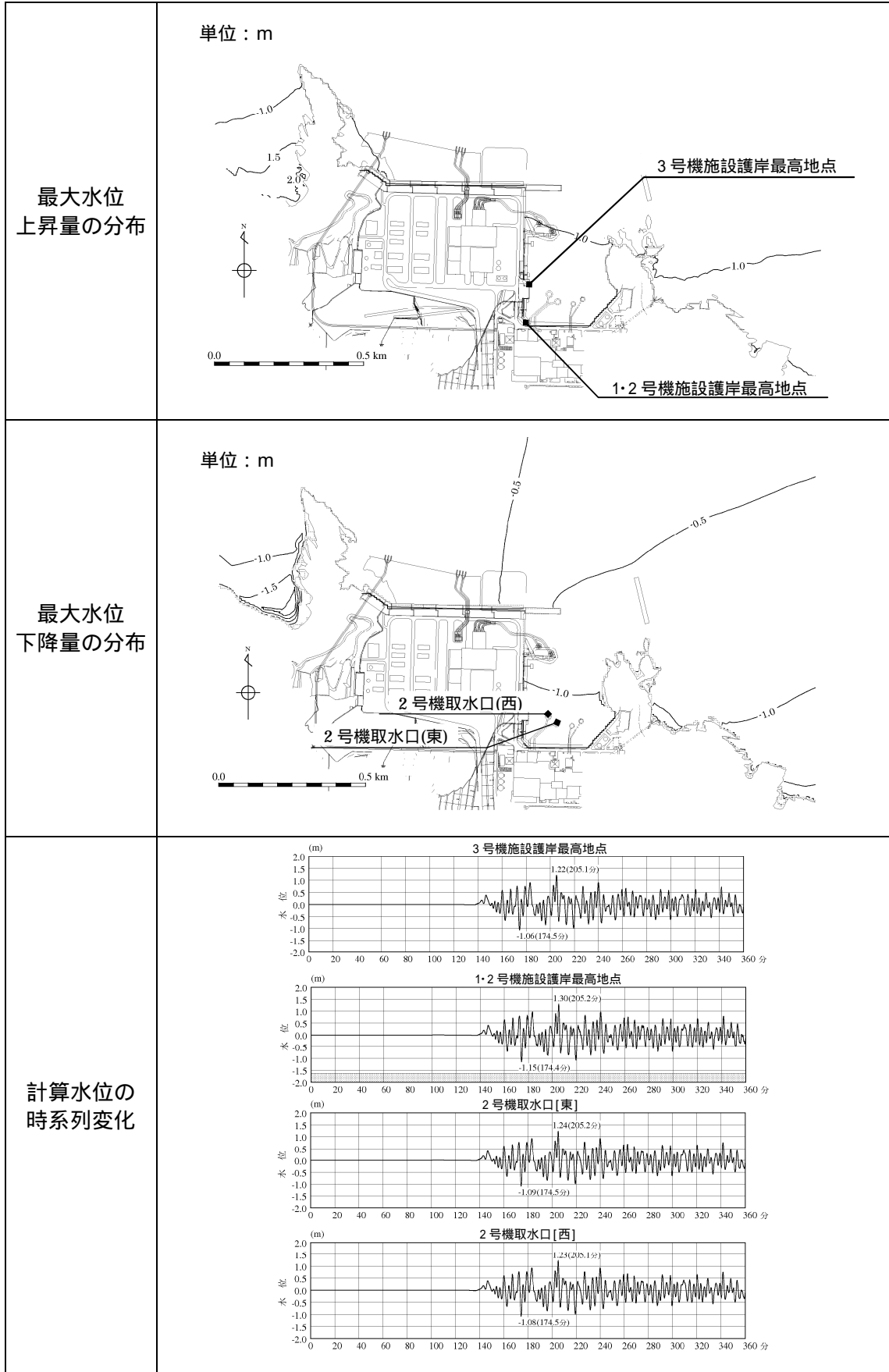


第 2.1.4-2 図 既往津波高と計算津波高の比較

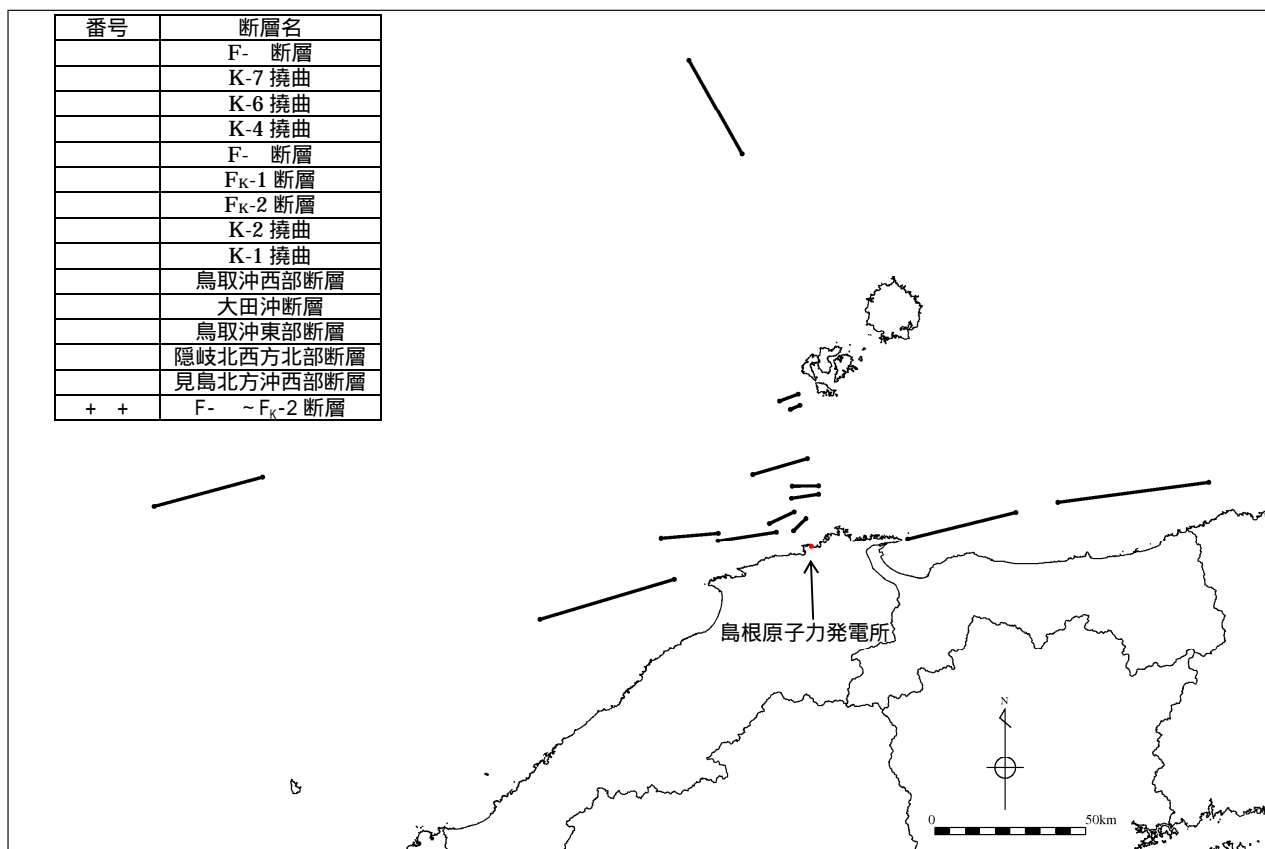
S2 添 5.2-1 R0



第 2.1.5-1 図 1983 年日本海中部地震津波の計算結果

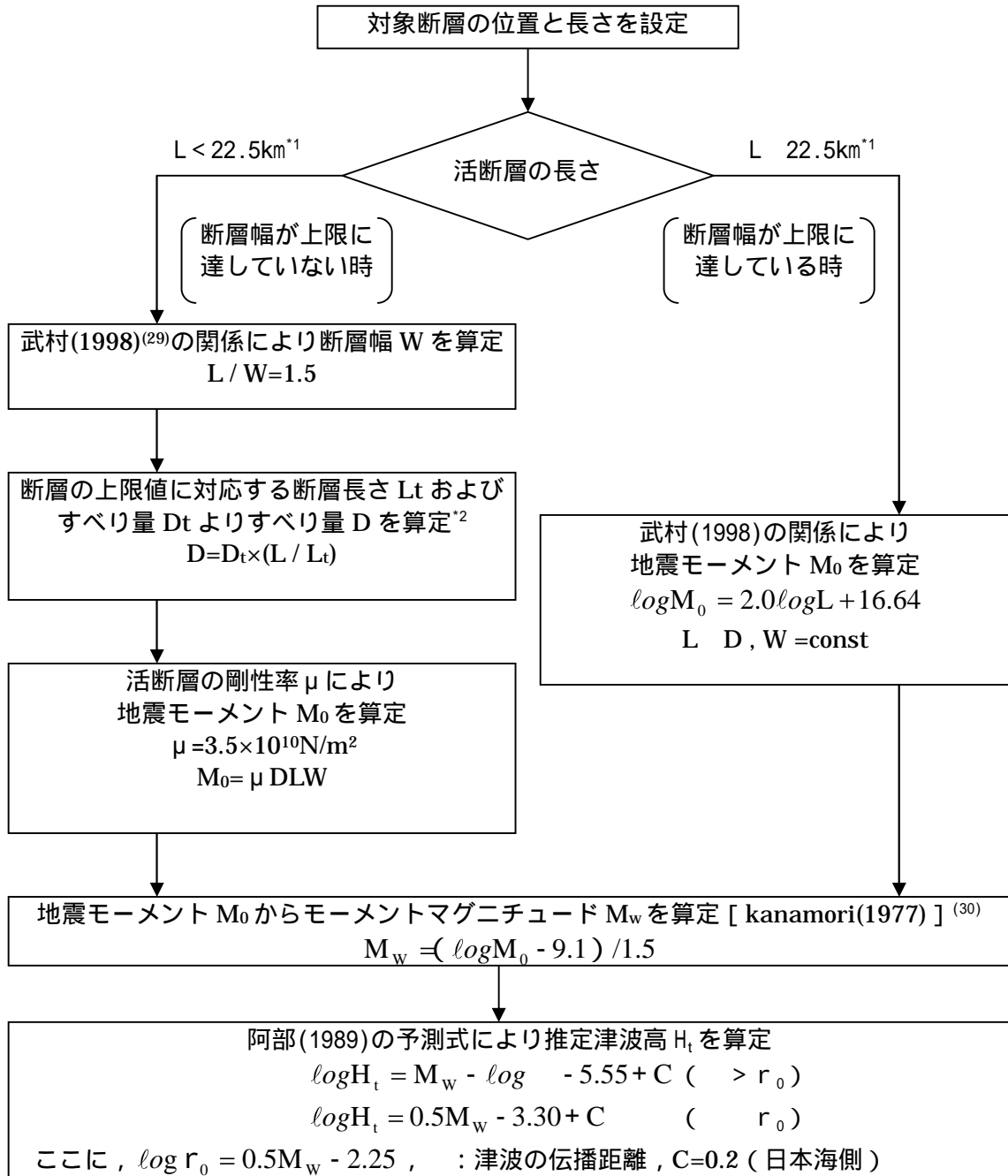


第 2.1.5-2 図 1993 年北海道南西沖地震津波の計算結果



第 2.2.1-1 図 敷地周辺の主な海域の活断層

S2 添 5.2-1 R0

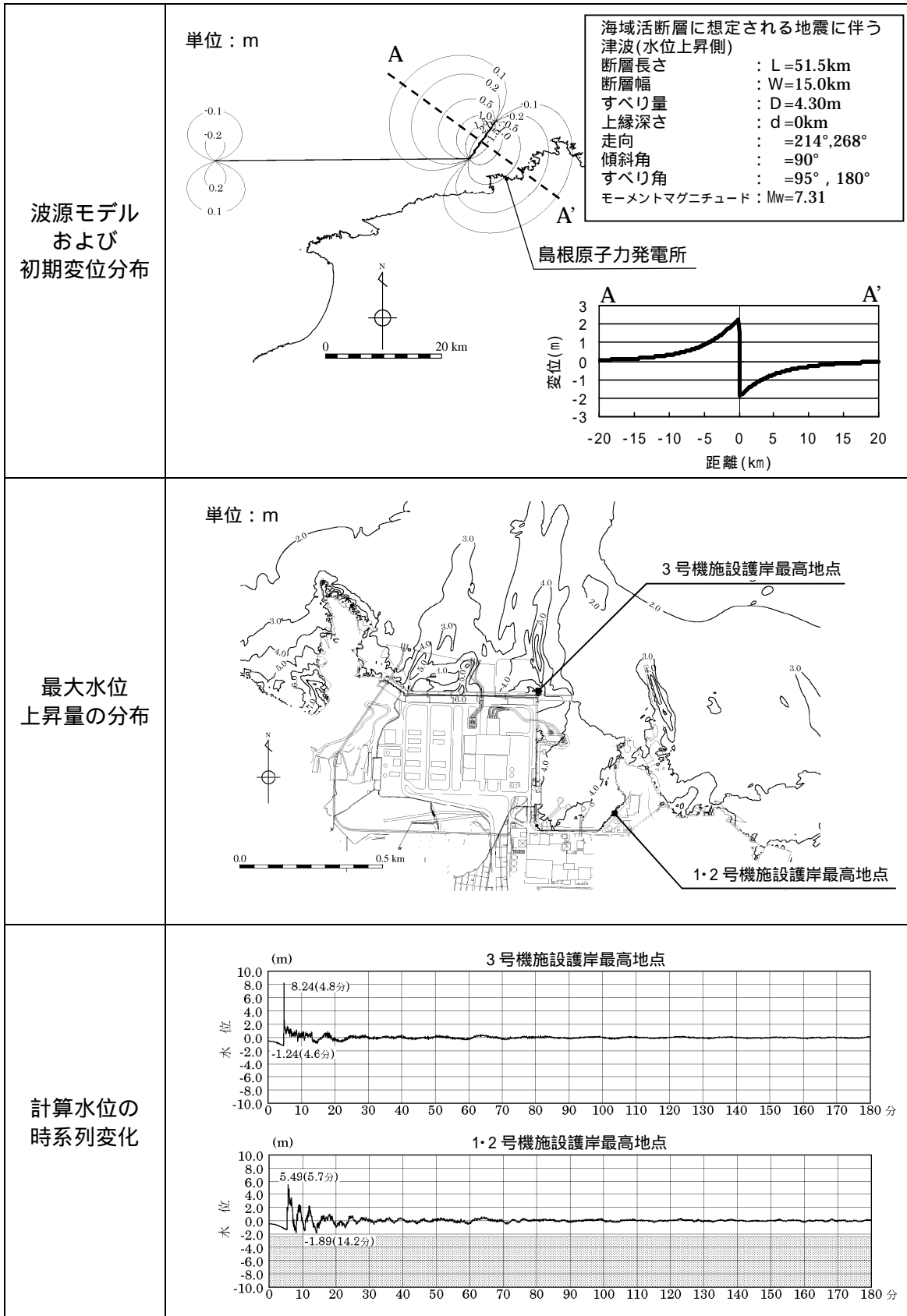


*1:断層幅の上限 W_t は、地震発生層の厚さ H_e を 15km とし、傾斜角 δ を 90° ($45 \sim 90^\circ$ のうち M_w が最大となる値) とした際には、 $W_t = H_e / \sin \delta = 15 \text{ km}$ となる。また、断層幅の上限に対応する断層長さ L_t は、 $L_t = 1.5 W_t = 22.5 \text{ km}$ となる。

*2:断層幅の上限に対応するすべり量 D_t は、モーメントマグニチュードを $M_{wt} = (\log L_t + 3.77) / 0.75 = 6.83$ 、地震モーメントを $M_{0t} = 10^{(1.5 M_{wt} + 9.1)} = 2.21 \times 10^{19} \text{ Nm}$ 、剛性率を $\mu = 3.5 \times 10^{10} \text{ N/m}^2$ とした際には、 $D_t = M_{0t} / (\mu L_t W_t) = 1.87$ となる。

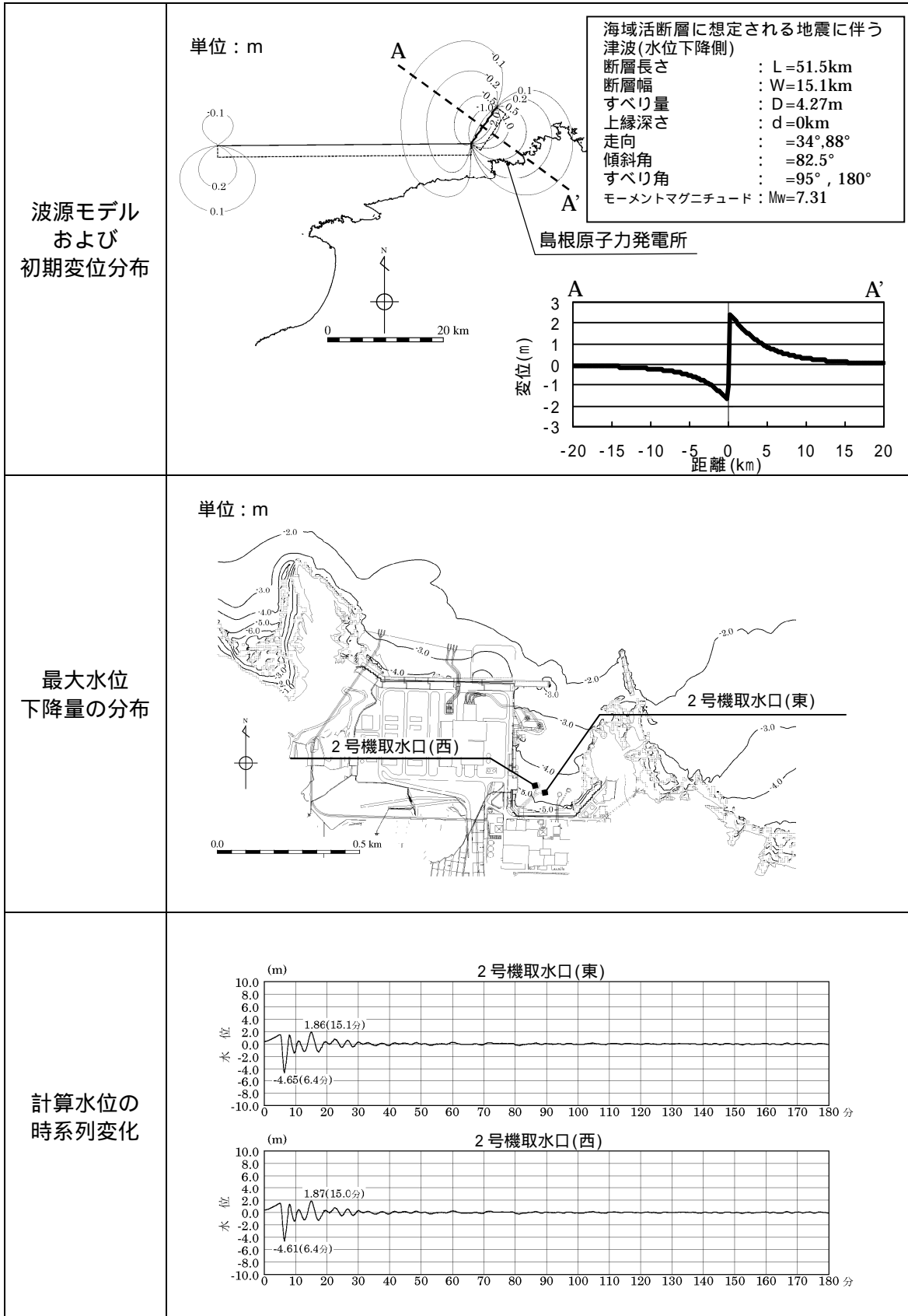
第 2.2.1-2 図 阿部(1989)の予測式による津波の予測高の算定フロー

S2 添 5.2-1 R0



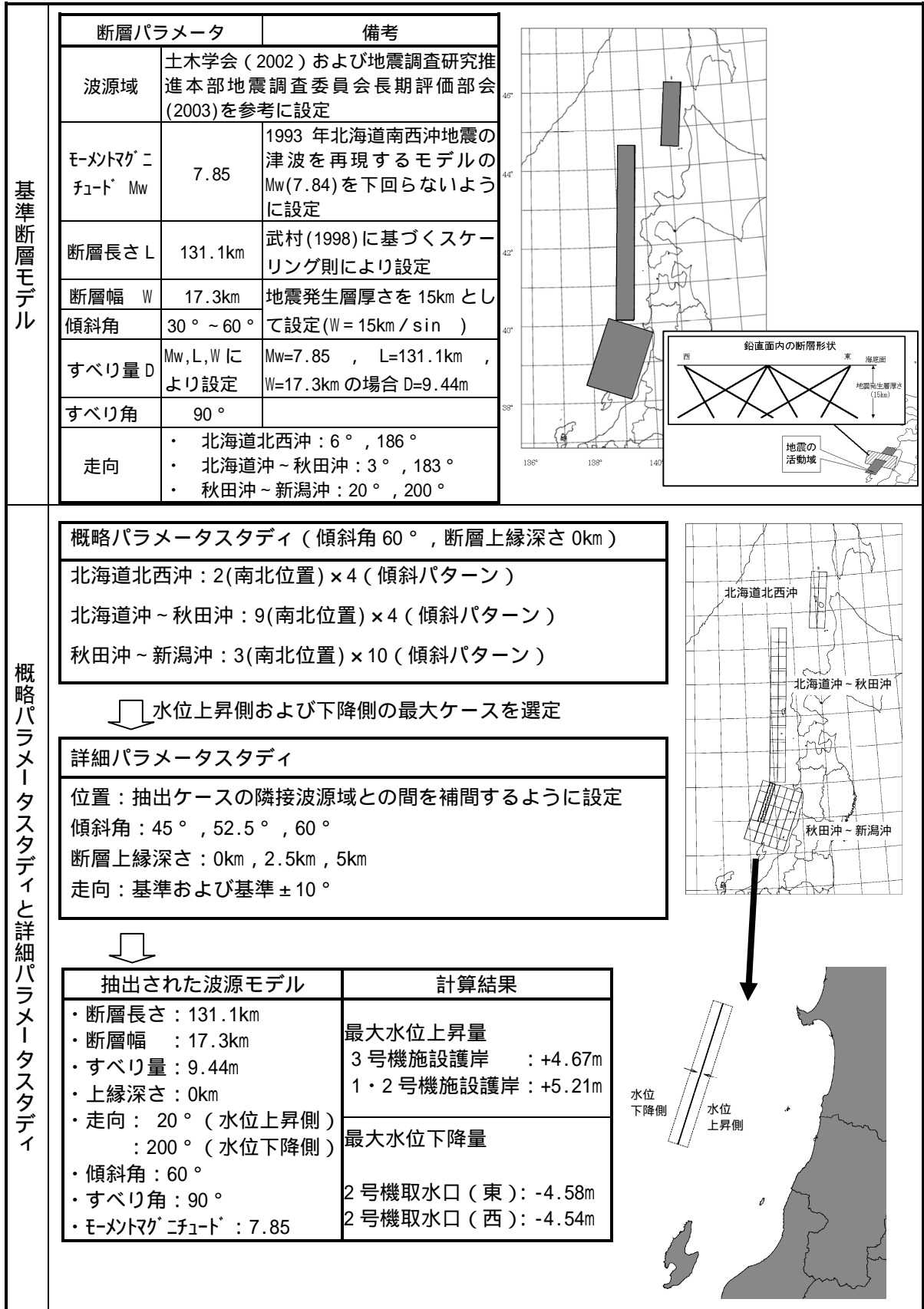
第 2.2.2-1 図 海域活断層に想定される地震に伴う津波 (水位上昇側)
F - ~ F_K - 2 断層 北上リ

S2 添 5.2-1 R0

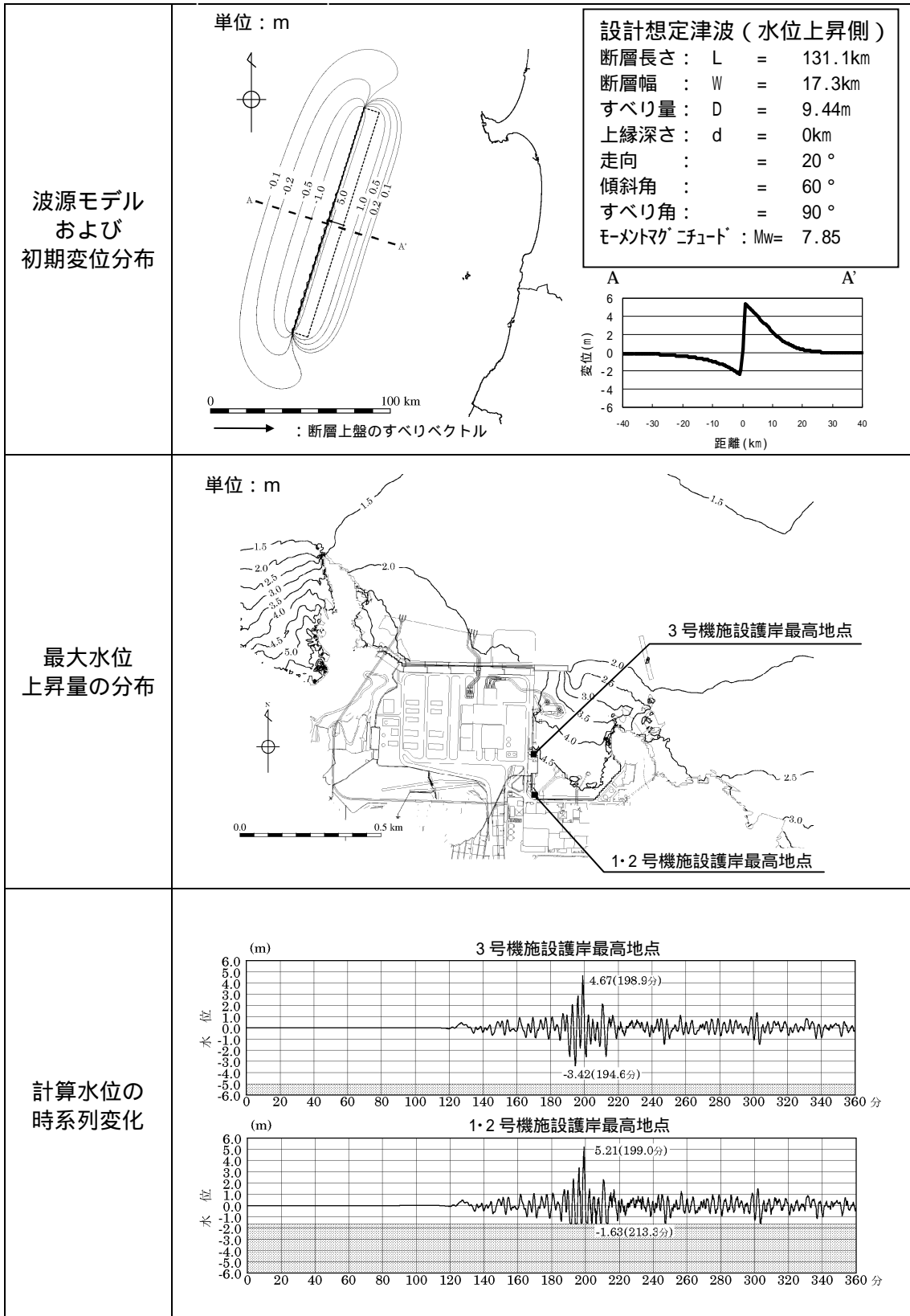


第 2.2.2-2 図 海域活断層に想定される地震に伴う津波(水位下降側)
F - ~ F_K - 2 断層 南上り

S2 添 5.2-1 R0

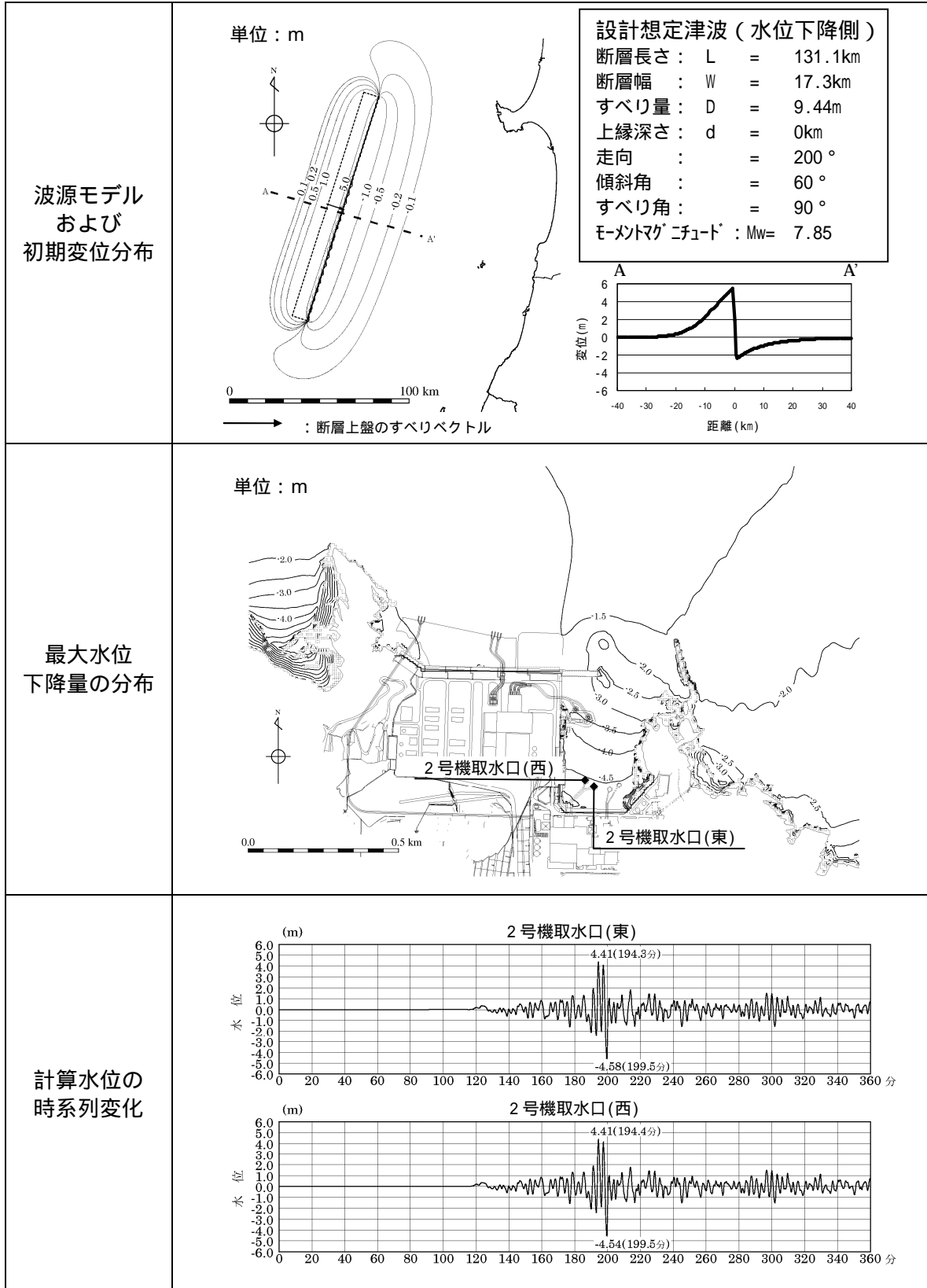


第 2.3.1-1 図 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の検討結果



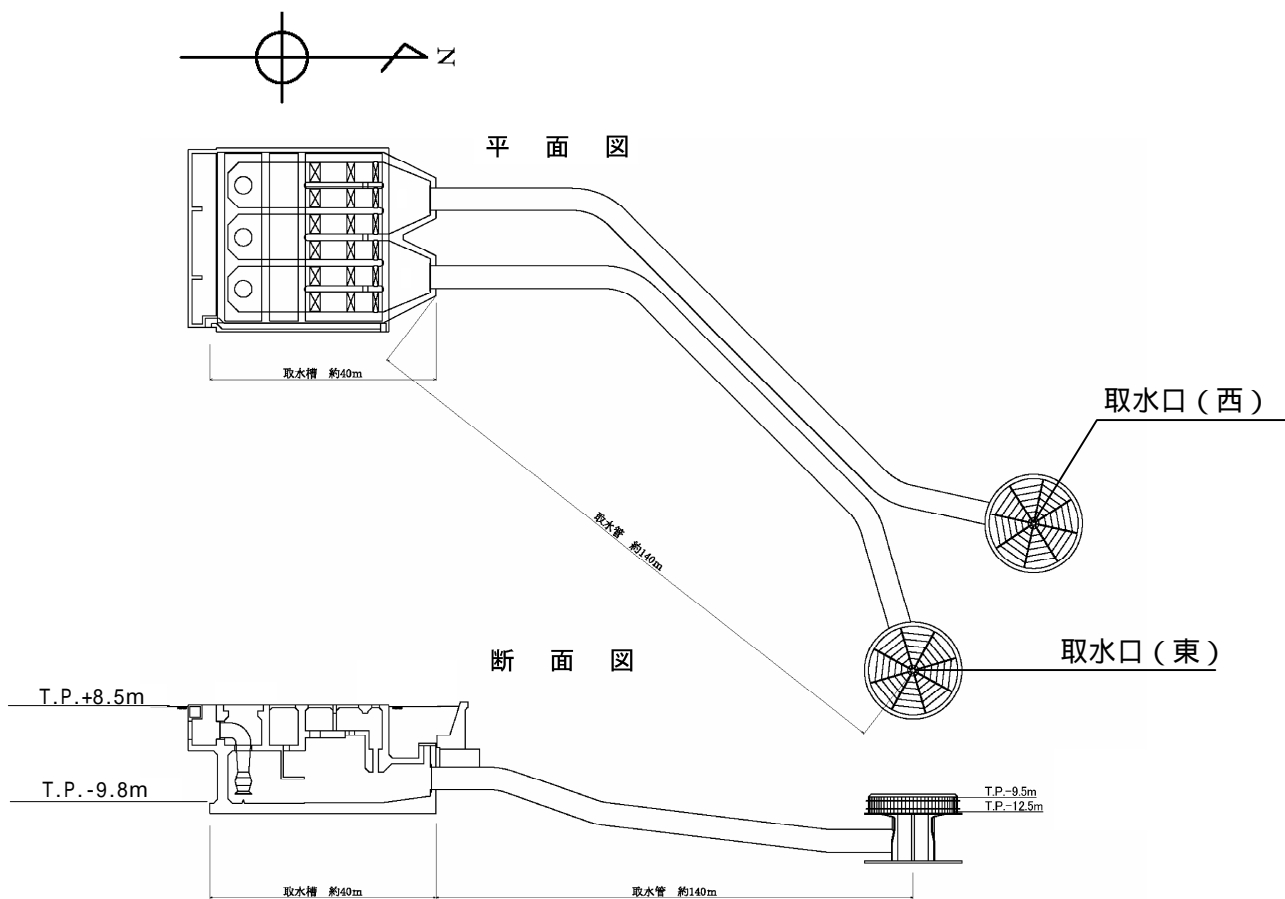
第 2.3.3-1 図 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の計算結果
(水位上昇側)
秋田沖～新潟沖

S2 添 5.2-1 R0

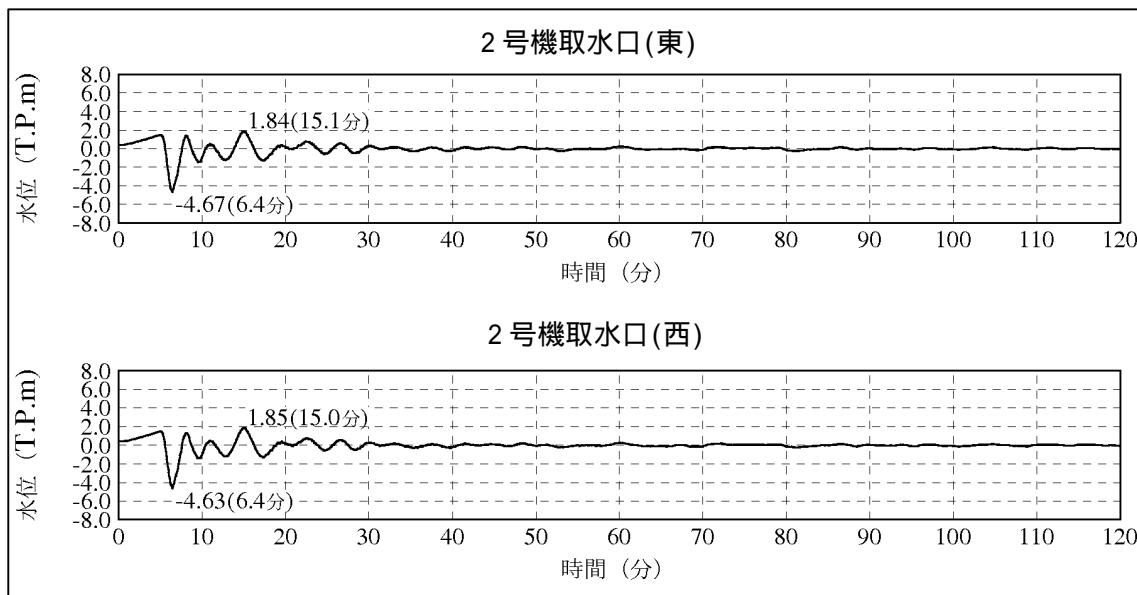


第 2.3.3-2 図 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の計算結果
(水位下降側)
秋田沖～新潟沖

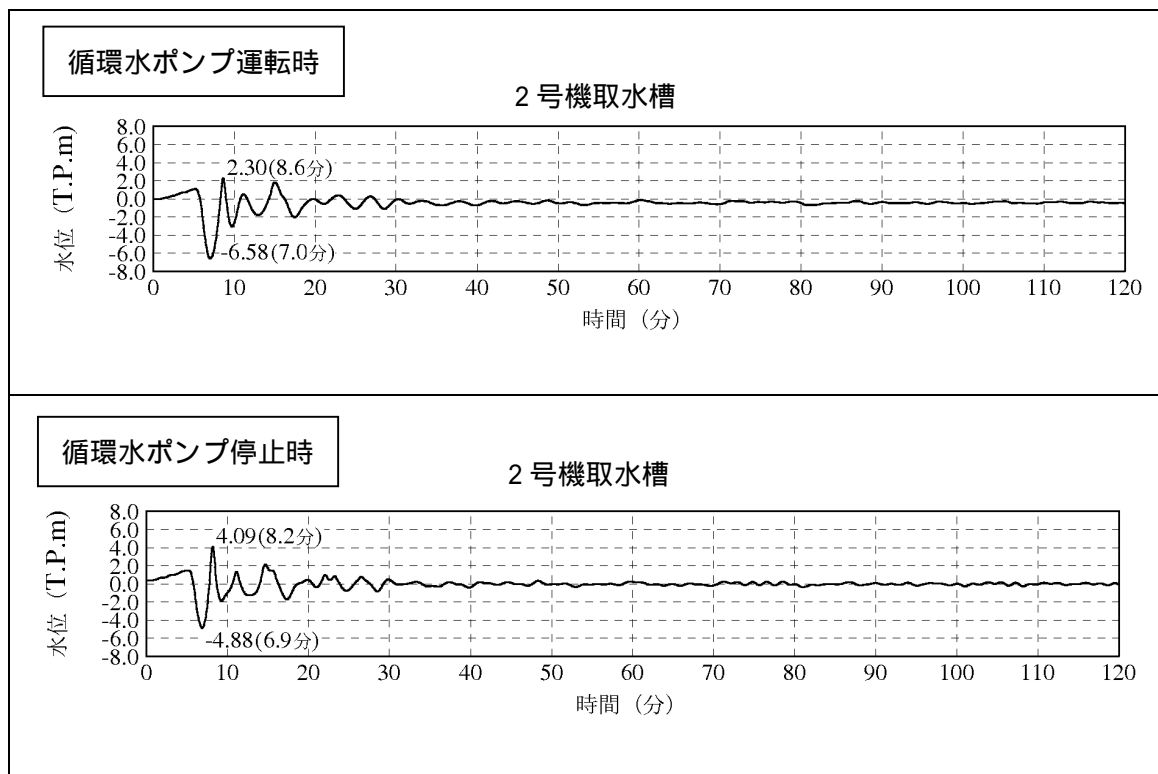
S2 添 5.2-1 R0



第 4.1-1 図 2号機取水設備概要図



第 4.2-1 図 2号機取水口での水位時系列変化
(朔望平均干潮位を考慮)



第 4.2-2 図 2号機取水槽での水位変動の検討結果

評価対象設備リスト（津波）

| 耐震 クラス | 主要な設備 | 起因事象および 影響緩和機能に 関連する設備 |
|---|----------------------------------|------------------------------|
| a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 | | |
| S | 原子炉圧力容器 | - |
| | 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統 ¹ | - |
| b. 使用済燃料を貯蔵するための施設 | | |
| S | 使用済燃料貯蔵設備 | - |
| c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，および原子炉の停止状態を維持するための施設 | | |
| S | 制御棒 | - |
| | 制御棒駆動機構 | - |
| | 制御棒駆動水圧系 | - |
| d. 原子炉停止後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 | | |
| S | 原子炉隔離時冷却系 | |
| | 高圧炉心スプレイ系 | - |
| | 残留熱除去系 | - |
| | サプレッションチェンバ | |
| e. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 | | |
| S | 高圧炉心スプレイ系 | - |
| | 低圧炉心スプレイ系 | - |
| | 残留熱除去系 | - |
| | 自動減圧系 | |
| | サプレッションチェンバ | - |
| f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 | | |
| S | 原子炉格納容器 | - |
| | 原子炉格納容器バウンダリに属する系統 ² | - |
| g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際に，その外部放散を抑制するための施設で f.以外の施設 | | |
| S | 残留熱除去系 | - |
| | 可燃性ガス濃度制御系 | - |
| | 非常用ガス処理系 | - |
| | サプレッションチェンバ | - |
| | 原子炉建物 | - |

| 耐震 クラス | 主要な設備 | 起因事象および 影響緩和機能に 関連する設備 |
|-----------|--------------------|------------------------------|
| h. 補助設備 | | |
| S | 炉心支持構造物 | - |
| | 原子炉補機冷却系 | |
| | 原子炉補機海水系 | |
| | 非常用ディーゼル発電機 | - |
| | 高圧炉心スプレイ補機冷却系 | |
| | 高圧炉心スプレイ補機海水系 | |
| | 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 | - |
| | 電気計装設備 | |
| | 残留熱除去系（燃料プール水補給設備） | - |
| | ほう酸水注入系 | - |
| i. その他設備 | | |
| その他 | 格納容器ベント設備 | |
| | 原子炉への代替注水設備 | |
| | 燃料プールへの代替注水設備 | |
| | 送水車 | |
| | 外部電源設備（開閉所設備等） | |

- 1：主蒸気系，給水系，原子炉再循環系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系，
 低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，原子炉浄化系，ほう酸水注入系
- 2：主蒸気系，給水系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，
 原子炉隔離時冷却系，原子炉補機冷却系，原子炉浄化系，制御棒駆動水压系，
 ほう酸水注入系，放射性ドレン移送系，可燃性ガス濃度制御系，窒素ガス制御系

S2 添 5.2-2 R0

敷地内への浸水による影響評価について

1. 敷地内の浸水深さと時間について

浸水影響評価においては、振幅が津波高さ、周期が15分の正弦波の津波を設定し、以下のとおり敷地内の浸水深さと時間を評価する。

【敷地内の浸水深さと時間】

$$h = H \cdot \sin \left(2 \cdot \frac{t}{T} \right) - h_0 \quad \dots \text{式}$$

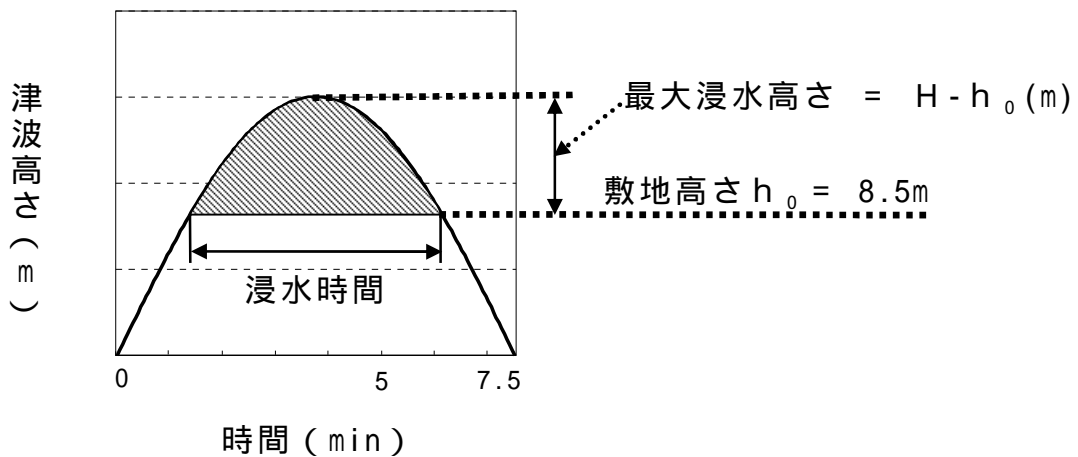
h : 敷地内の浸水深さ (m)

H : 津波高さ (m)

h_0 : 敷地高さ EL8.5m

t : 時間 (min)

T : 津波周期 (min)



2. 扉等の波圧設定

扉等の強度を考慮する場合において、国土交通省にて策定した「東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針」(以下、「暫定指針」という。)を参考に、下表に基づき設定する。

表 扉等に対する波圧の設定方法

| 対象箇所 | 要件 | 浸水深さに対する静水圧の倍率 |
|------|-----------------------------------|----------------|
| 外扉 | 堤防や前面の建築物等による軽減効果が見込まれる場合 | 2.0倍 |
| | + 海岸等から 500m 以上離れている箇所 | 1.5倍 |
| | 津波の影響を直接受ける箇所 (および に該当しない場合) | 3.0倍 |
| | 津波の影響を直接受けない建物外扉 | 1.0倍 |
| 内扉 | 津波の影響を直接受けない建物内扉 | 1.0倍 |

： ~ は暫定指針による。 , は設置状況により個別に判断

3. 設備の損傷判断

設備について、津波の影響により損傷・機能喪失する高さは次のとおりである。

(1) 屋外設備について

屋外設備については、津波による損傷・機能喪失を考慮し、津波高さが当該設備の設置高さを上回った場合に、保守的に当該設備が損傷するものとする。なお、補機海水系設備は、取水槽内の水密化された区画に設置していることを考慮する。

(2) 建物内設備について

建物内設備については、津波が建物内に浸水することによる機能喪失を考慮し、4.項により建物内の浸水高さを評価し、設置高さとの比較から、建物内の浸水高さが設置高さを上回った場合に、保守的に当該設備が損傷するものとする。

4. 建物内の浸水高さについて

津波による建物内の浸水高さについては、1.項で求めた津波による敷地内の浸水深さと時間、ならびに2.項で設定した扉等に対する波圧に基づき、以下のとおり評価する。

・2.項で設定した扉に対する波圧と評価する扉等の強度を比較し、波圧

- に対する強度を有しない場合は，扉が損傷するものとする。
- ・扉が損傷する場合は，扉設置部分がすべて開口しているものとする。
 - ・扉が損傷しない場合は，躯体と扉のクリアランス（隙間）を開口として浸水するものとする。なお，水密扉への取替えや，水密補強を実施した扉については，その扉の持つ水密性能までは漏水しないものとする。
 - ・建物外扉からの浸水は，最終的には階段室等を通じて最地下階に流下していくものとする。
 - ・単位時間あたりの浸水量は，1.項で求めた津波による敷地内の浸水深さおよび時間を用いて，水理公式を応用した以下の式で求める。なお式で評価対象扉等の設置高さを h_0 に用いる。

【建物内浸水量評価式】

$$Q = C \cdot A \cdot (2 g h)^{1/2} \times 3600 \quad \dots \quad \text{式}$$

Q：単位時間当りの浸水量（ m^3/h ）

C：流量係数（0.6（-））

A：流入面積（ m^2 ）

隙間浸水：開口面積，全破損浸水：扉幅 × 浸水深さ

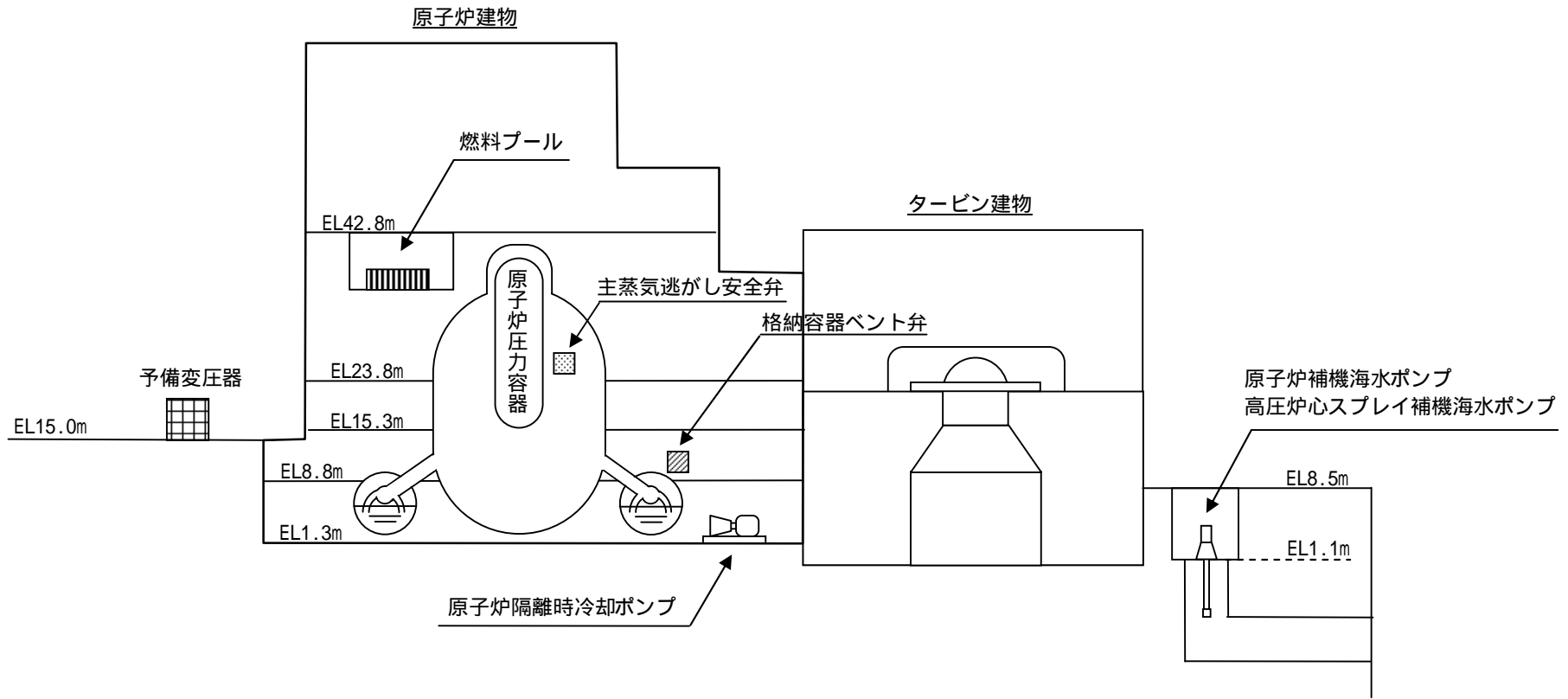
g：重力加速度（ $9.8m/s^2$ ）

h：敷地内の浸水深さ（m）（式による）

5. 設備の裕度の評価

設備について，許容津波高さと設計津波高さの差を裕度とする。

以 上



島根 2 号機の敷地高さと主要な設備の設置高さ

起因事象に関連する設備の許容津波高さ評価結果（原子炉）

設計津波高さ(a) : 6.5 単位 : m

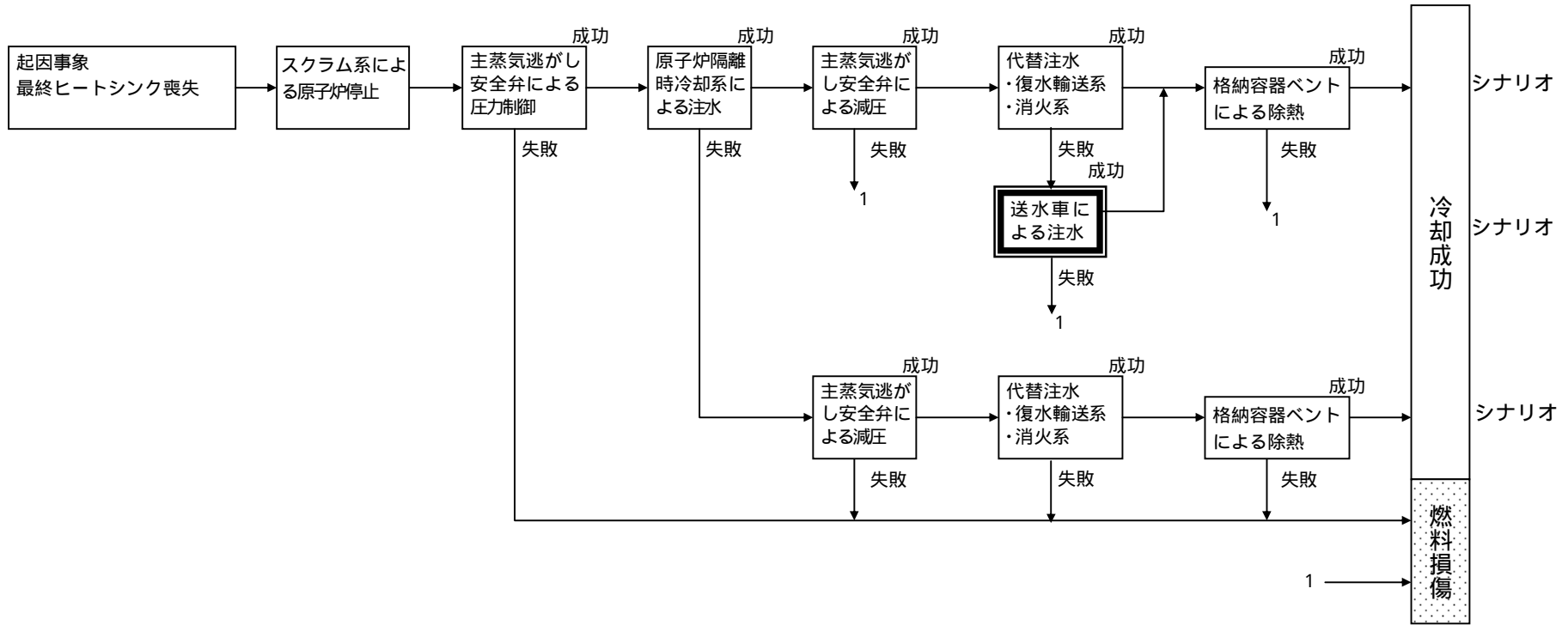
| 起因事象 | 設備 | 設置場所 | 損傷モード | 設置高さ | 許容津波高さ(b) | 裕度(b-a) | |
|-----------------|---------------------|--------------------|-------|------|-----------|---------|------|
| 外部電源喪失 | 予備変圧器 | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 | |
| | 起動変圧器 | 屋外 | 浸水 | 8.5 | 8.5 | 2.0 | |
| 交流電源喪失 | 非常用メタクラ | R/B | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 | |
| | 動力変圧器 | R/B | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 | |
| | 非常用ロードセンタ | R/B | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 | |
| | 非常用コントロールセンタ | R/B T/B Rw/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 | |
| 直流電源喪失 | 蓄電池 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| | 充電器盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| | 直流盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| 計装・制御系喪失に伴う制御不能 | 制御盤 | R/B Rw/B C/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 | |
| | 計装ラック | R/B | 浸水 | 1.3 | 15.0 | 8.5 | |
| | 計装用無停電交流電源装置 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| 最終ヒートシンク喪失 | 原子炉補機冷却系(RCW) | RCWポンプ | R/B | 浸水 | 15.3 | 15.3 | 8.8 |
| | | RCWサージタンク | R/B | 浸水 | 42.8 | 42.8 | 36.3 |
| | | 弁 | R/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 |
| | 原子炉補機海水系(RSW) | RSWポンプ | 屋外 | 浸水 | 1.1 | 8.5 | 2.0 |
| | | 弁 | 屋外 | 浸水 | 1.1 | 8.5 | 2.0 |
| | 高圧炉心スプレイ補機冷却系(HPCW) | HPCWポンプ | R/B | 浸水 | 2.6 | 15.0 | 8.5 |
| | | HPCWサージタンク | R/B | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |
| | 高圧炉心スプレイ補機海水系(HPSW) | HPSWポンプ | 屋外 | 浸水 | 1.1 | 8.5 | 2.0 |
| | | 弁 | 屋外 | 浸水 | 1.1 | 8.5 | 2.0 |

: 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

設置場所の凡例

R/B : 原子炉建物
T/B : タービン建物
Rw/B : 廃棄物処理建物
C/B : 制御室建物

原子炉停止 > 原子炉圧力制御 > 高圧炉心冷却 > 低圧炉心冷却 > 原子炉格納容器除熱



: 緊急安全対策

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー(原子炉)

イベントツリーに係る設備の機能的な関係の整理（津波：原子炉）

| フロントライン系 サポート系 | 主蒸気逃がし 安全弁による 圧力制御 | 原子炉隔離時冷 却系による注水 | 主蒸気逃がし安 全弁による減圧 | 代替注水 | | 送水車に よる注水 | 格納容器ベ ントによる 除熱 |
|--------------------------|--------------------------|--------------------|--------------------|-------|-----|--------------|----------------------|
| | | | | 復水輸送系 | 消火系 | | |
| 計装・制御 | - | | | | | | - |
| 直流電源による電源供給 (230V 含む) | - | | | | | | - |

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ評価結果（原子炉）

影響緩和機能（フロントライン系）に関連する設備

設計津波高さ(a) : 6.5

単位 : m

| フロントライン系 | 設備 ¹ | | 設置場所 | 損傷モード | 設置高さ ² | 許容津波高さ(b) | 裕度(b-a) |
|-----------------------|-----------------|-----------|-------------------------|-------|-------------------|-----------|---------|
| 主蒸気逃がし安全弁(SRV)による圧力制御 | 主蒸気逃がし安全弁 | SRV本体 | PCV(R/B) | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 |
| 原子炉隔離時冷却系(RCIC)による注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | 原子炉隔離時冷却系 | RCICポンプ | R/B | 浸水 | 1.3 | 15.0 | 8.5 |
| | | RCICタービン弁 | R/B | 浸水 | 1.3 | 15.0 | 8.5 |
| 主蒸気逃がし安全弁(SRV)による減圧 | 主蒸気逃がし安全弁 | SRV本体 | PCV(R/B) | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 |
| 復水輸送系(CWT)による代替注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | | 補助復水貯蔵タンク | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | | CWTポンプ | R/B | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |
| | 弁 | | R/B T/B | 浸水 | 0.2 | 11.2 | 4.7 |
| 消火系(FP)による代替注水 | 水ろ過・純水設備系 | ろ過水タンク | 屋外 | 浸水 | 30.2 | 30.2 | 23.7 |
| | 消火系 | 消火ポンプ | Wt/B | 浸水 | 22.0 | 22.0 | 15.5 |
| | 弁 | | R/B T/B | 浸水 | 0.2 | 11.2 | 4.7 |
| 送水車による注水 | 送水車 | | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | 残留熱除去系(直接繋ぎ込み) | 弁 | R/B | 浸水 | 19.0 | 19.0 | 12.5 |
| | 復水輸送系(直接繋ぎ込み) | 弁 | R/B | 浸水 | 19.0 | 19.0 | 12.5 |
| | 残留熱除去系 | 弁 | R/B T/B C/B 屋外 | 浸水 | 0.2 | 11.2 | 4.7 |
| 格納容器ベントによる除熱 | 弁 | | R/B | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |

1: サプレッションチェンバ, SRVアキュムレータおよび配管は浸水により機能喪失に至らないため, 津波裕度の評価結果に影響しない

2: 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

設置場所の凡例

PCV : 原子炉格納容器
R/B : 原子炉建物
T/B : タービン建物
C/B : 制御室建物
Wt/B : 水ろ過排水処理装置建物

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ評価結果（原子炉）

影響緩和機能（サポート系）に関連する設備

設計津波高さ(a) : 6.5

単位 : m

| サポート系 | 設備 | 設置場所 | 損傷モード | 設置高さ | 許容津波高さ(b) | 裕度(b-a) |
|-----------------|---------------------|--------------------|-------|------|-----------|---------|
| 230V直流電源による電源供給 | 230V蓄電池 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 230V充電器盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 230V直流盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| | R C I C 直流コントロールセンタ | R/B | 浸水 | 10.3 | 15.0 | 8.5 |
| 計装・制御 | 制御盤 | R/B Rw/B C/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 |
| | 計装ラック | R/B | 浸水 | 1.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 計装用無停電交流電源装置 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| 直流電源による電源供給 | 蓄電池 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 充電器盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 直流盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |

：複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

設置場所の凡例

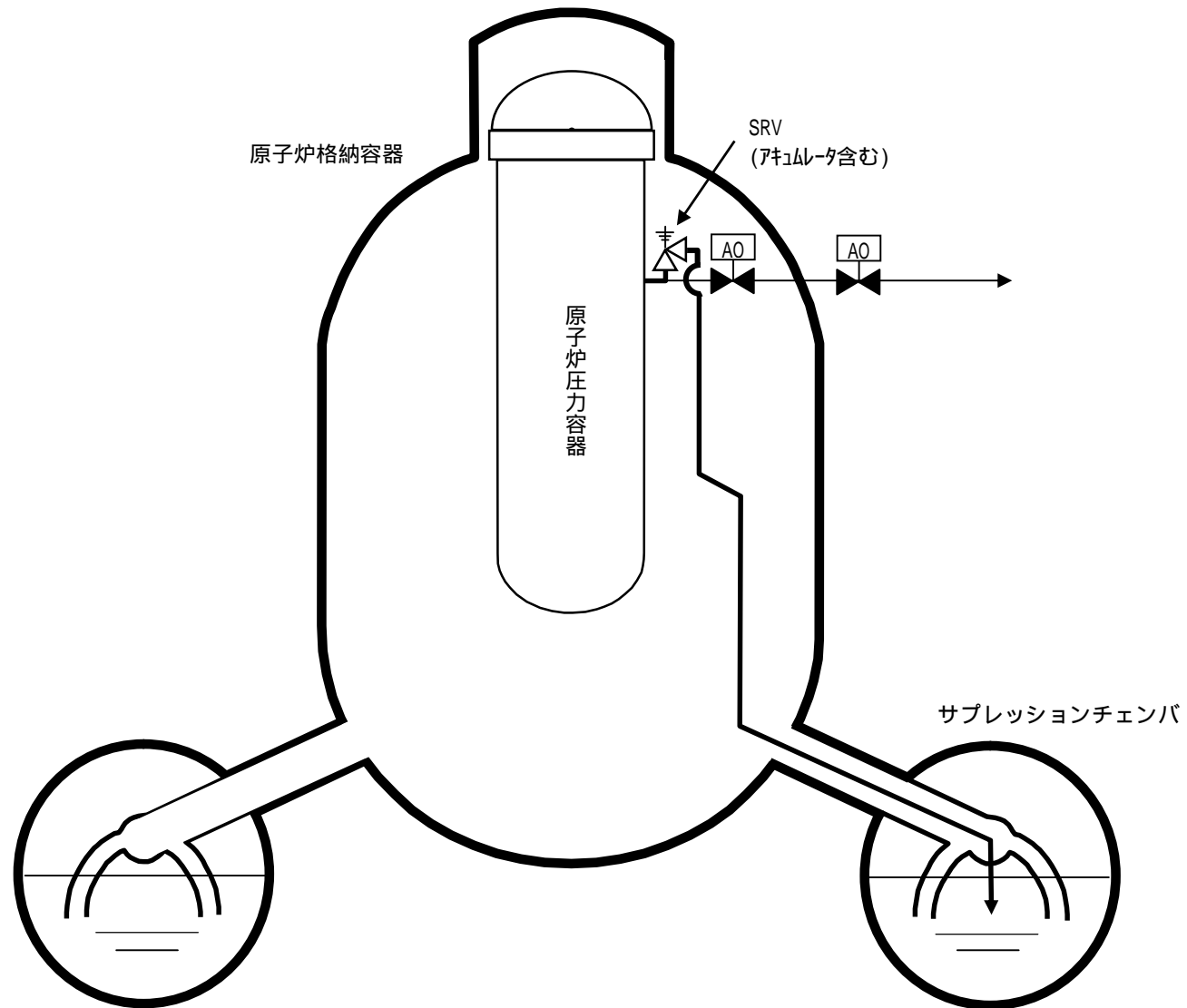
- R/B : 原子炉建物
- Rw/B : 廃棄物処理建物
- C/B : 制御室建物

各影響緩和機能の概略系統図（津波：原子炉）

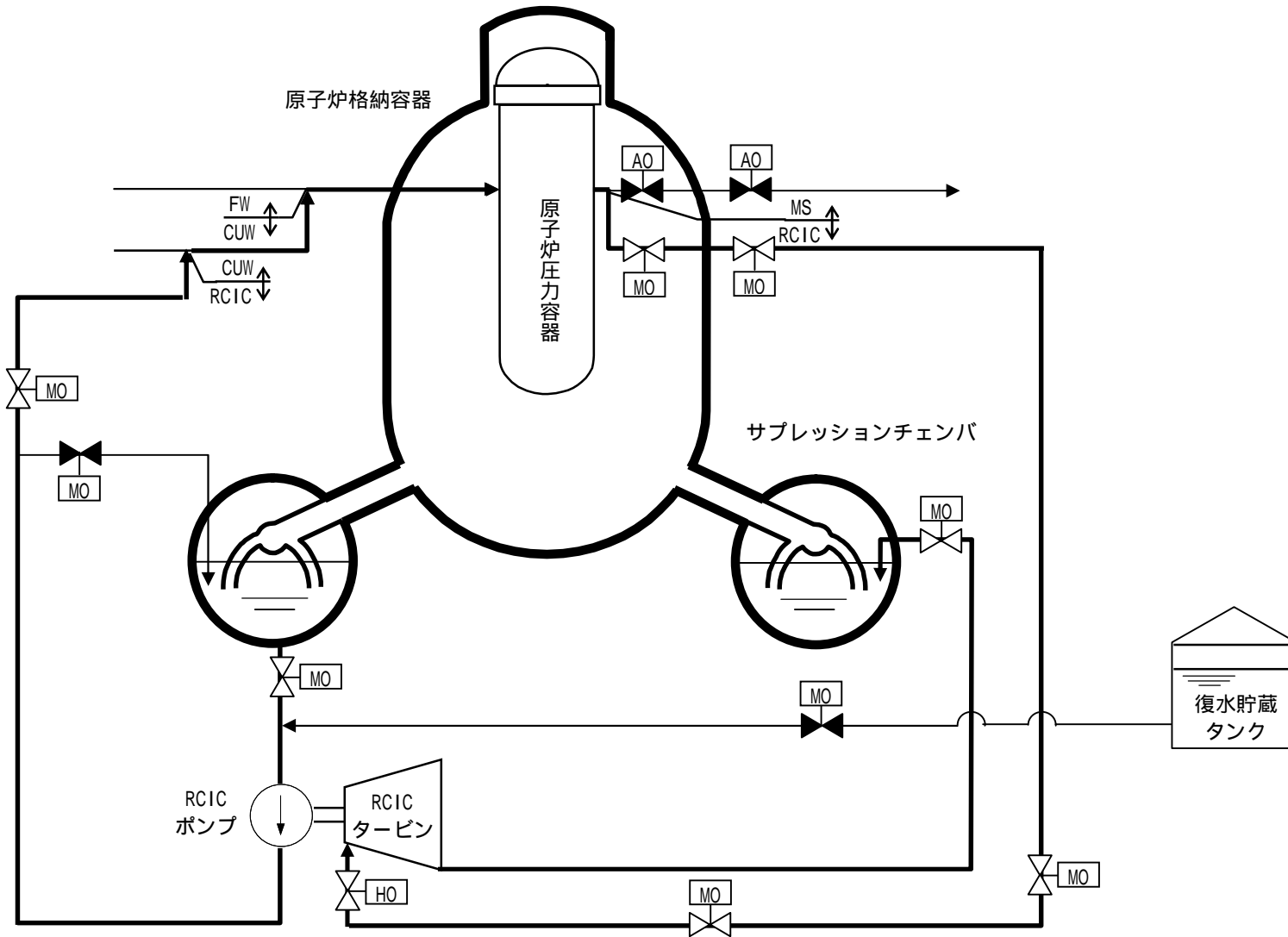
- 1：主蒸気逃がし安全弁（SRV）による圧力制御/減圧の概略系統図
- 2：原子炉隔離時冷却系（RCIC）による注水の概略系統図
- 3：電源関係の概略系統図
- 4：復水輸送系（CWT）による代替注水の概略系統図
- 5：消火系（FP）による代替注水の概略系統図
- 6：送水車による注水の概略系統図
- 7：格納容器ベントによる除熱の概略系統図

略称

| | |
|----------------|--------------|
| SRV：主蒸気逃がし安全弁 | RHR：残留熱除去系 |
| RCIC：原子炉隔離時冷却系 | RCW：原子炉補機冷却系 |
| CWT：復水輸送系 | NGC：窒素ガス制御系 |
| FP：消火系 | SGT：非常用ガス処理系 |
| MS：主蒸気系 | AO：空気駆動 |
| FW：給水系 | MO：電気駆動 |
| C UW：原子炉浄化系 | HO：油圧駆動 |

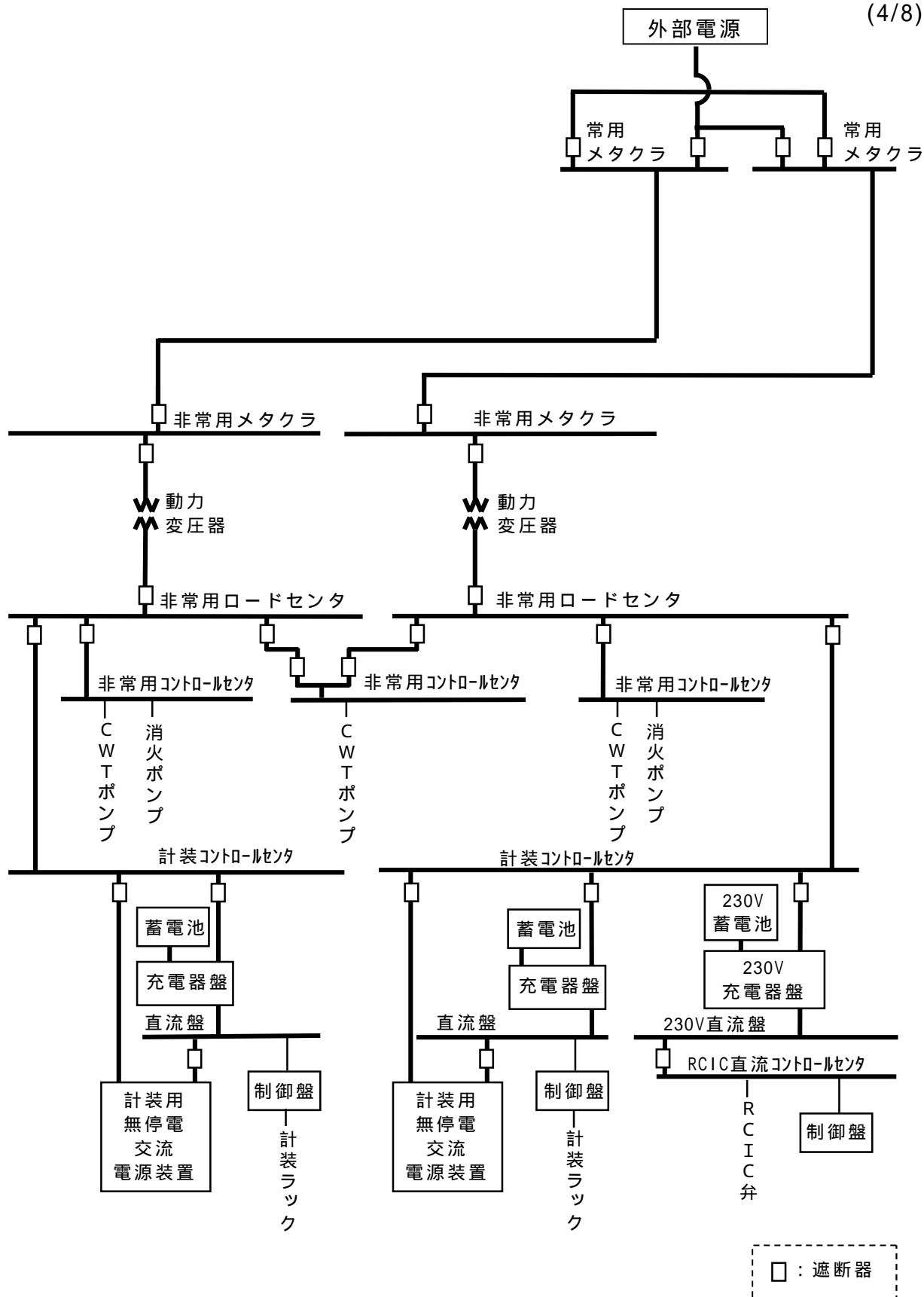


1 : 主蒸気逃がし安全弁 (S R V) による圧力制御 / 減圧の概略系統図

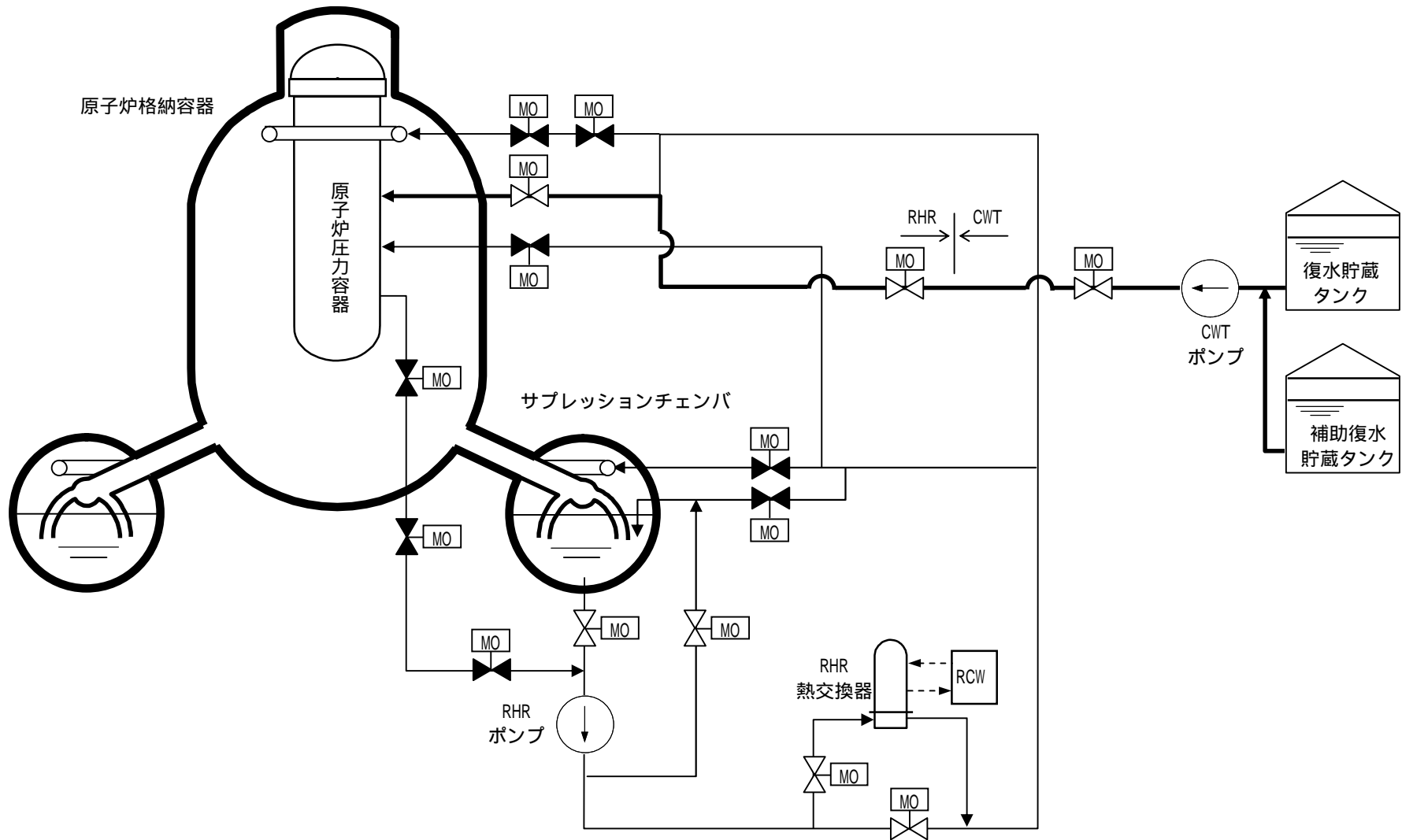


2 : 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) による注水の概略系統図

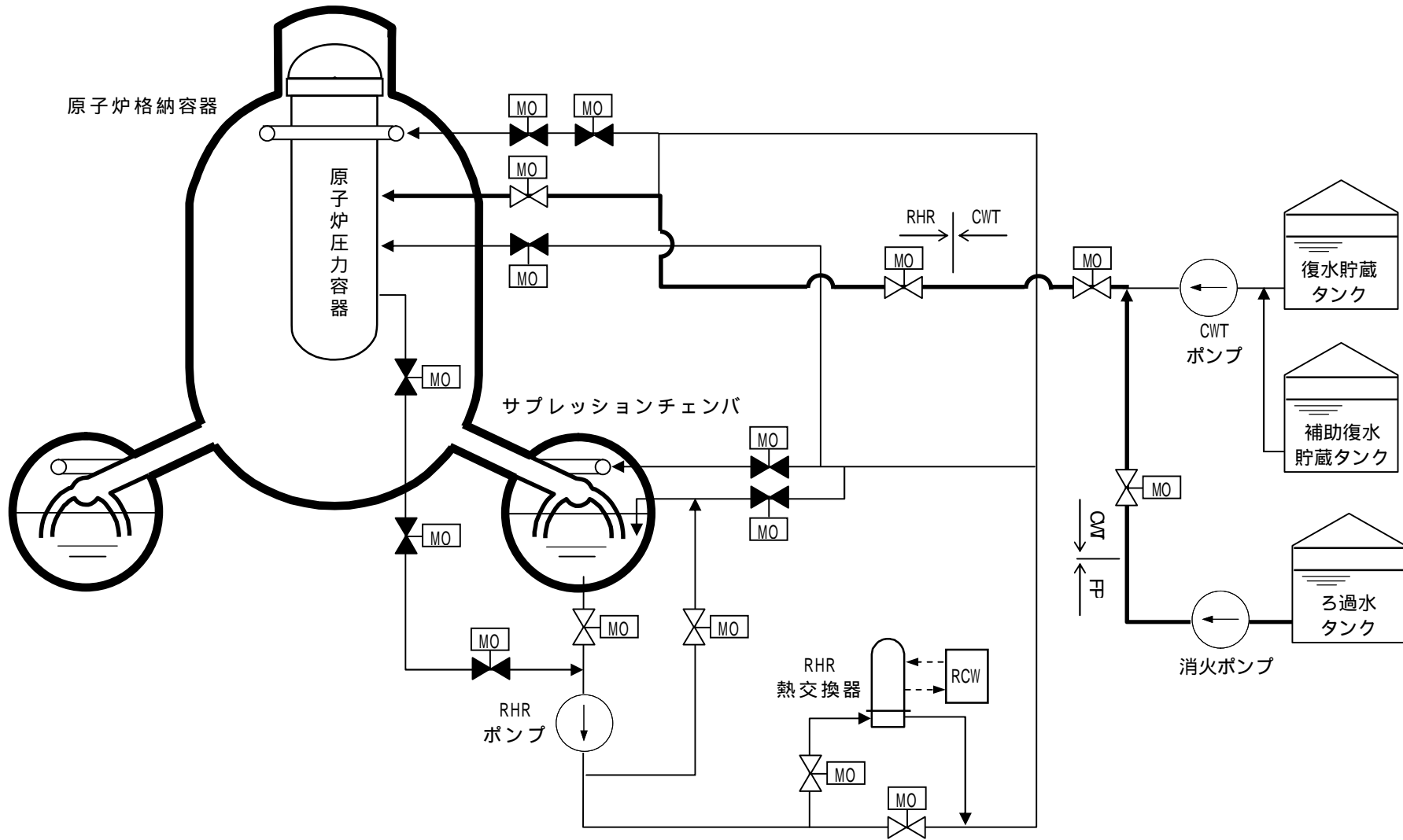
S2 添 5.2-9 R0



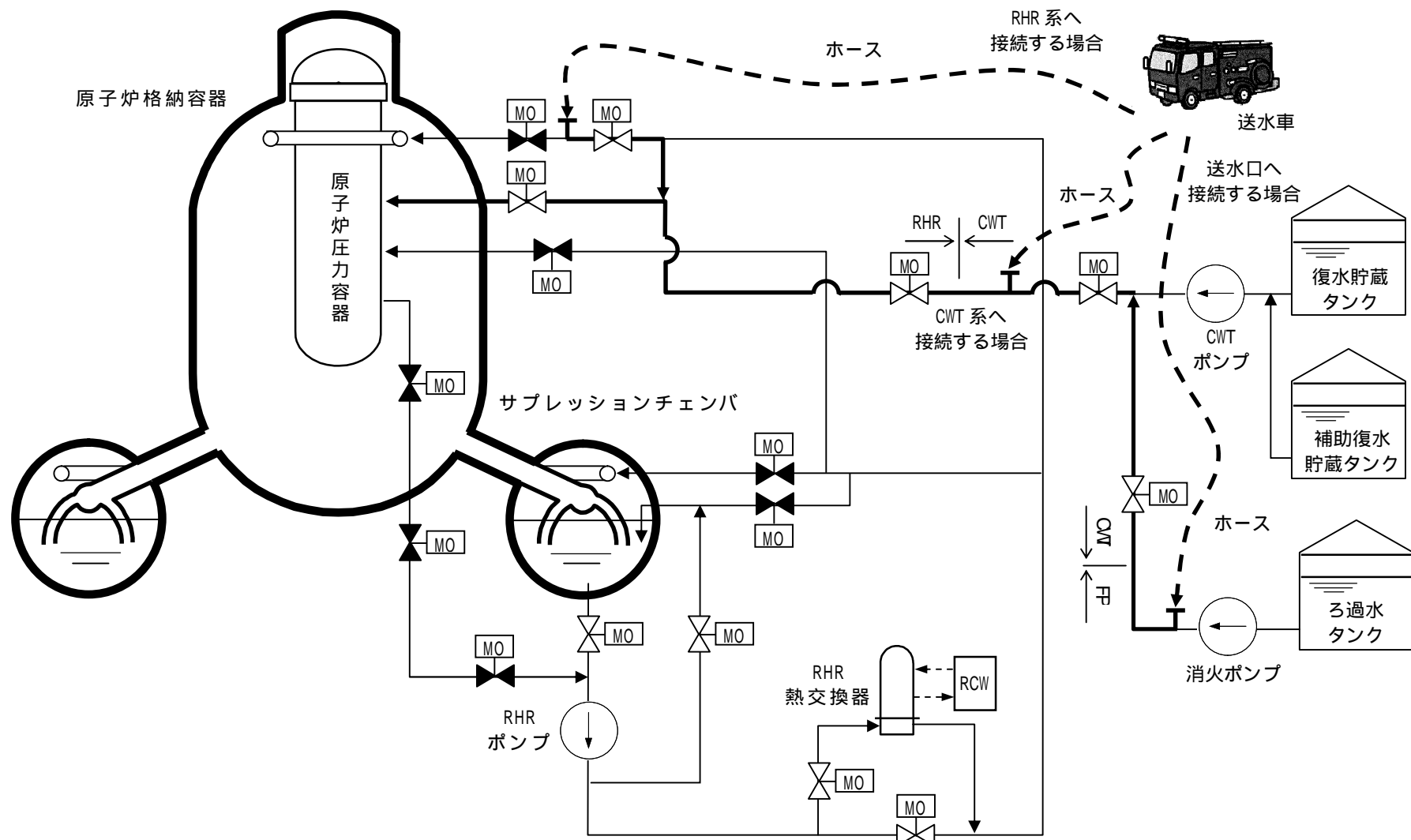
3 : 電源関係の概略系統図



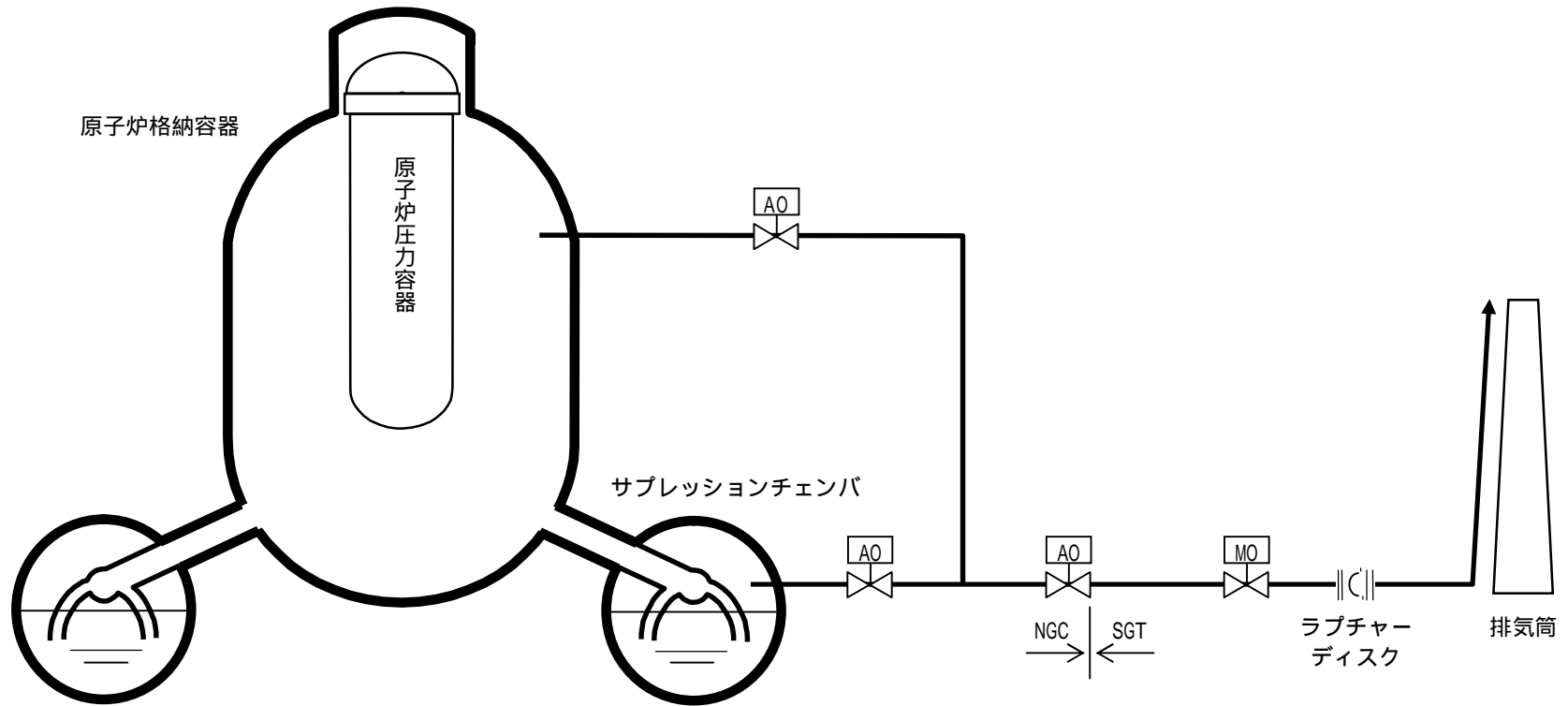
4 : 復水輸送系 (C W T) による代替注水の概略系統図



5 : 消火系 (F P) による代替注水の概略系統図



6：送水車による注水の概略系統図







7：格納容器ベントによる除熱の概略系統図

各影響緩和機能のフォールトツリー(津波：原子炉)

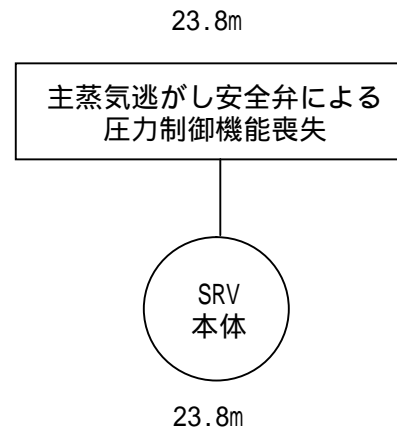
- 1：主蒸気逃がし安全弁(S R V)による圧力制御のフォールトツリー
- 2：原子炉隔離時冷却系(R C I C)による注水のフォールトツリー
- 3：230V 直流電源による電源供給のフォールトツリー
- 4：計装・制御のフォールトツリー
- 5：直流電源による電源供給のフォールトツリー
- 6：主蒸気逃がし安全弁(S R V)による減圧のフォールトツリー
- 7：代替注水のフォールトツリー
- 8：復水輸送系(C W T)による代替注水のフォールトツリー
- 9：消火系(F P)による代替注水のフォールトツリー
- 10：送水車による注水のフォールトツリー
- 11：格納容器ベントによる除熱のフォールトツリー

フォールトツリーの凡例

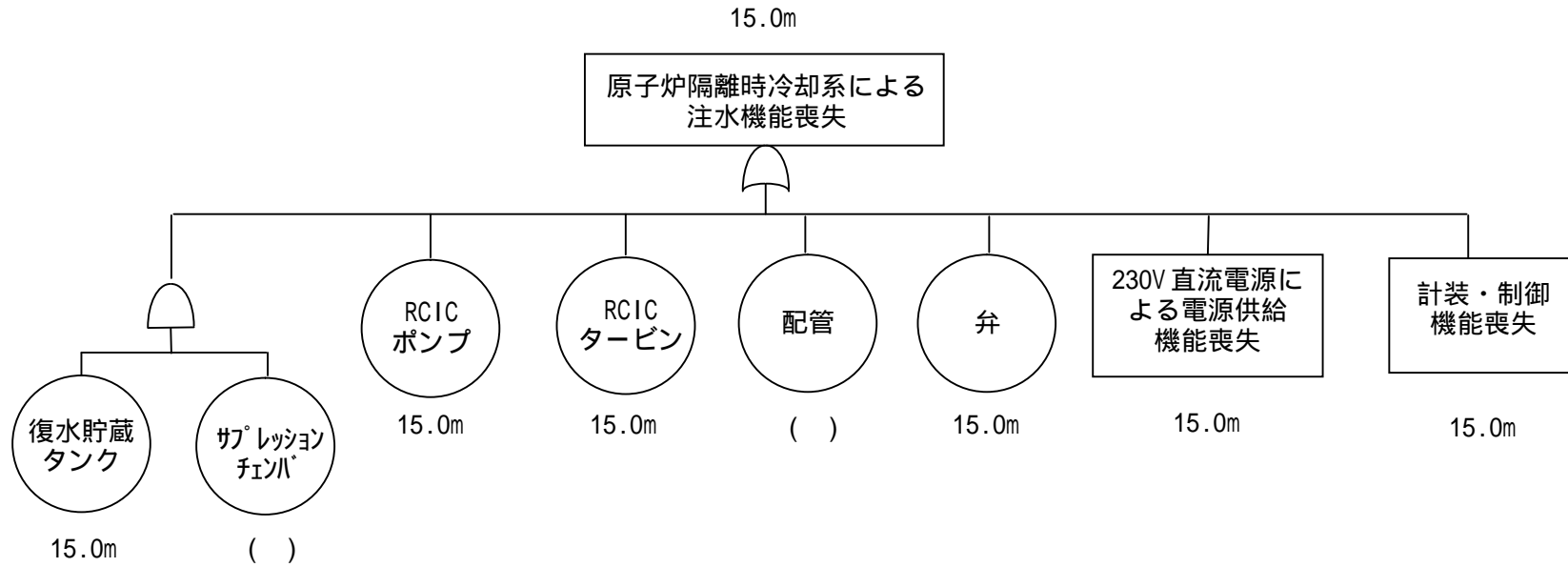
| | |
|---|--|
|  | : 設備 |
|  | : 機能 |
|  | : 論理積(A N D 条件) |
|  | : 論理和(O R 条件) |
| () | : サプレッションチェンバ, S R V アキュムレータおよび配管は浸水により機能喪失に至らないため, 津波裕度の評価結果に影響しない。 |

略称

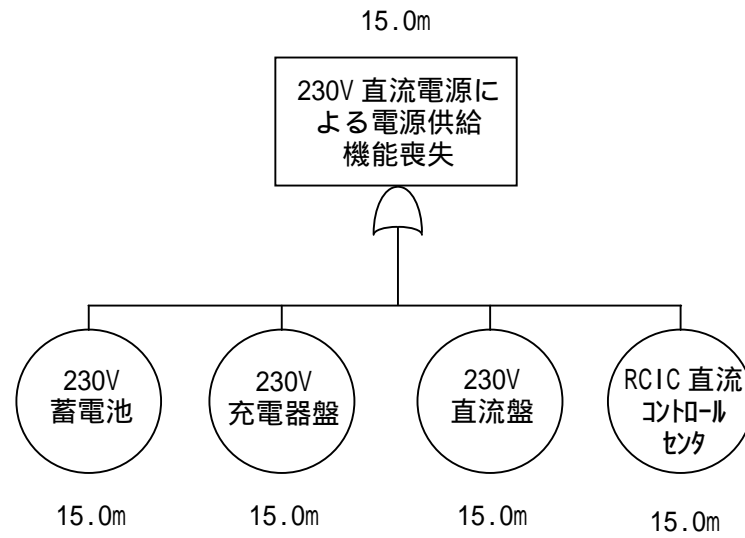
| | |
|---------|-------------|
| S R V | : 主蒸気逃がし安全弁 |
| R C I C | : 原子炉隔離時冷却系 |
| C W T | : 復水輸送系 |
| F P | : 消火系 |



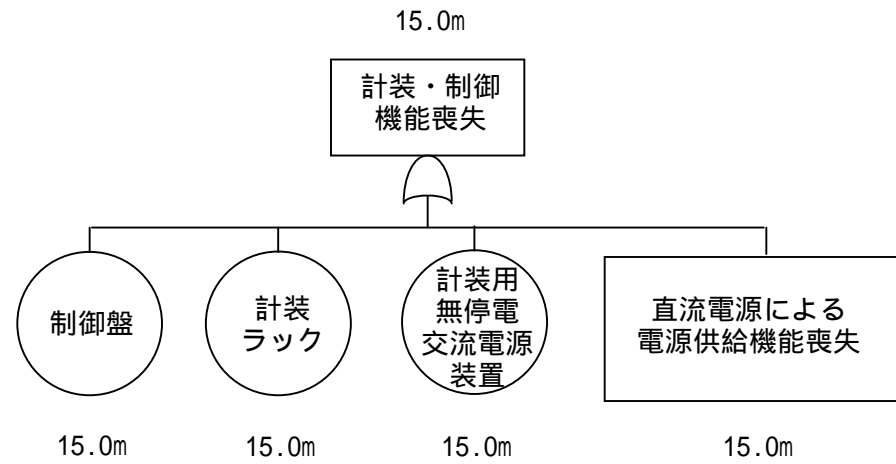
1 : 主蒸気逃がし安全弁(S R V)による圧力制御のフォールトツリー



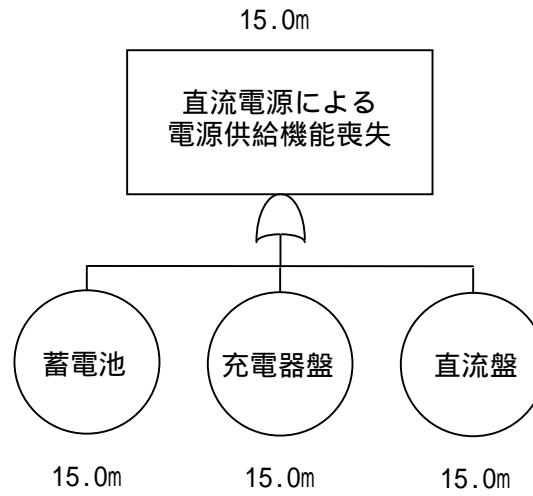
2 : 原子炉隔離時冷却系(R C I C)による注水のフォールトツリー



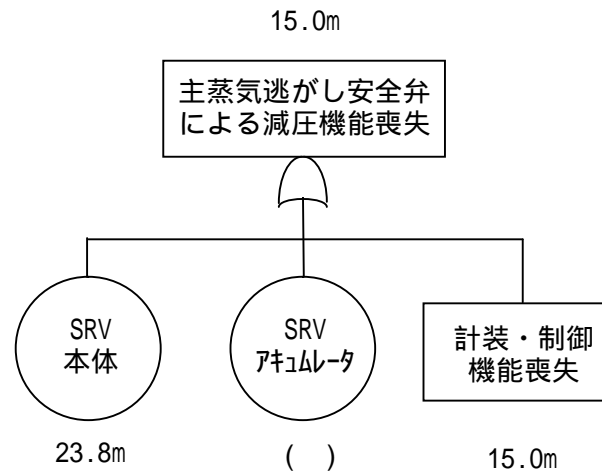
3 : 230V 直流電源による電源供給のフォールトツリー



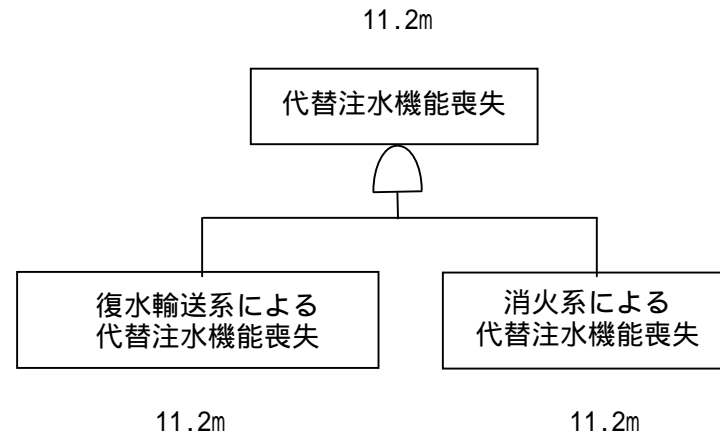
4 : 計装・制御のフォールトツリー



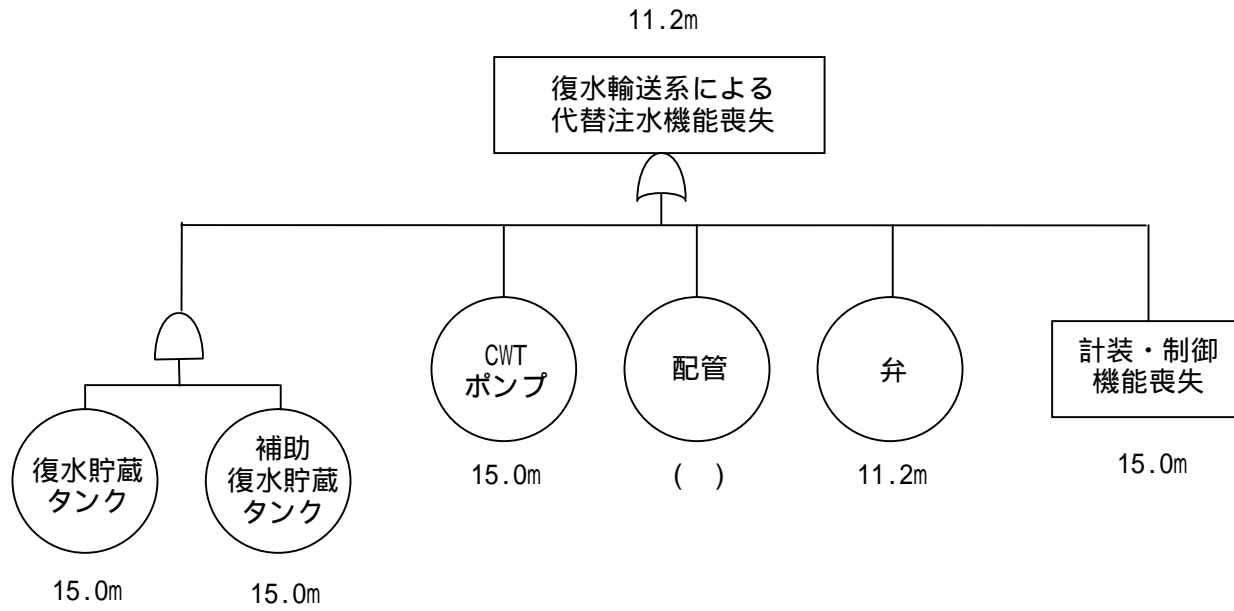
5 : 直流電源による電源供給のフォールトツリー



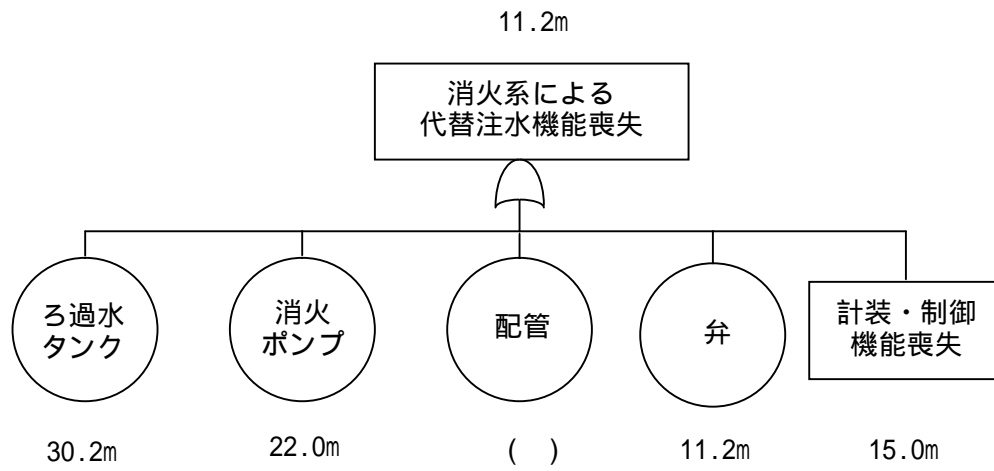
6 : 主蒸気逃がし安全弁(S R V)による減圧のフォールトツリー



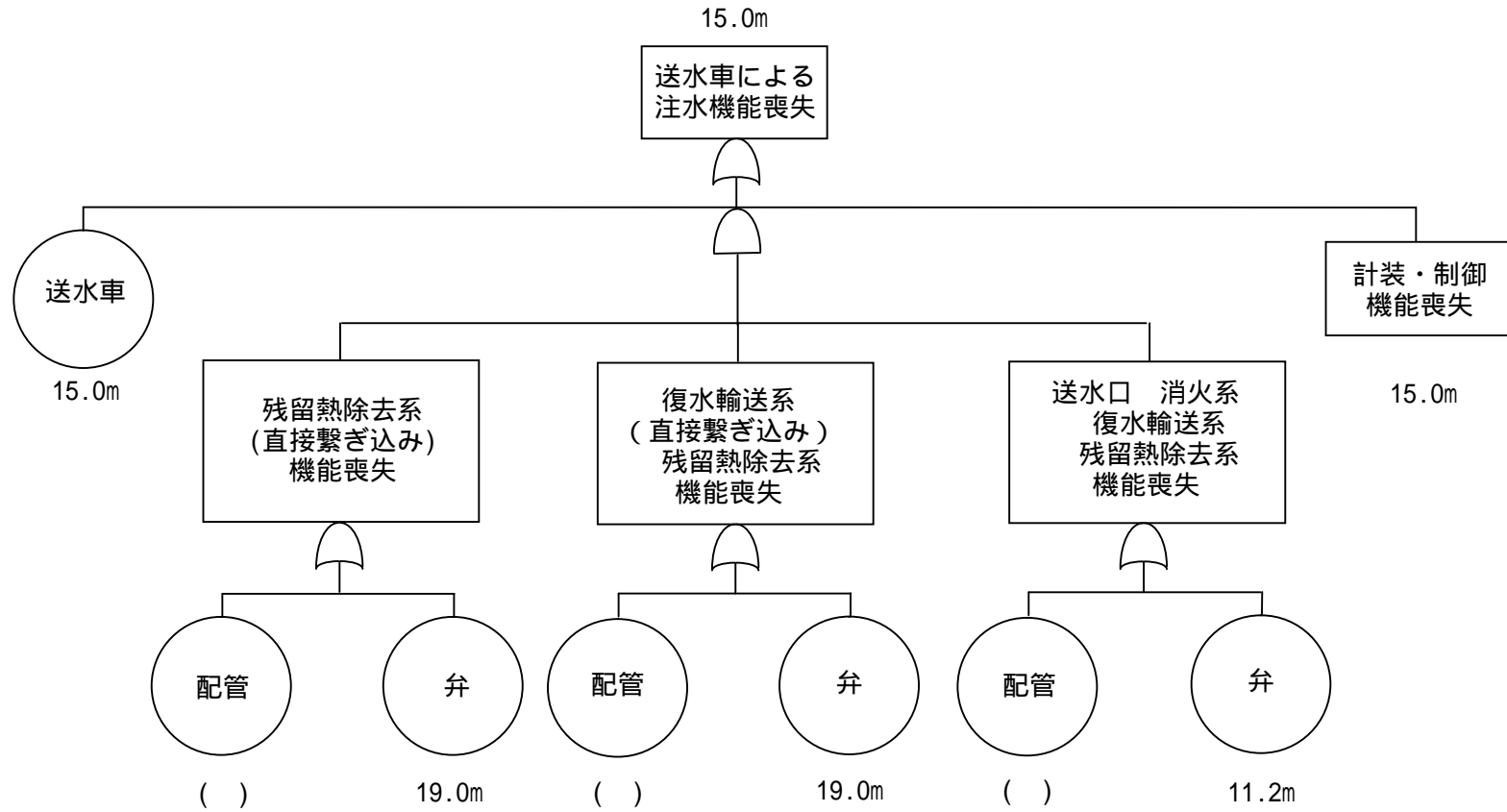
7 : 代替注水のフォールトツリー



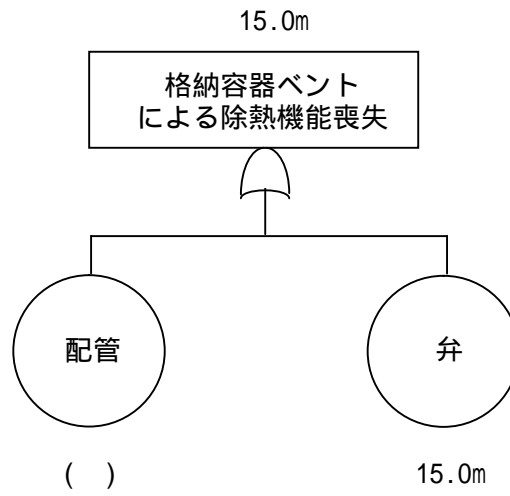
8 : 復水輸送系(CWT)による代替注水のフォールトツリー



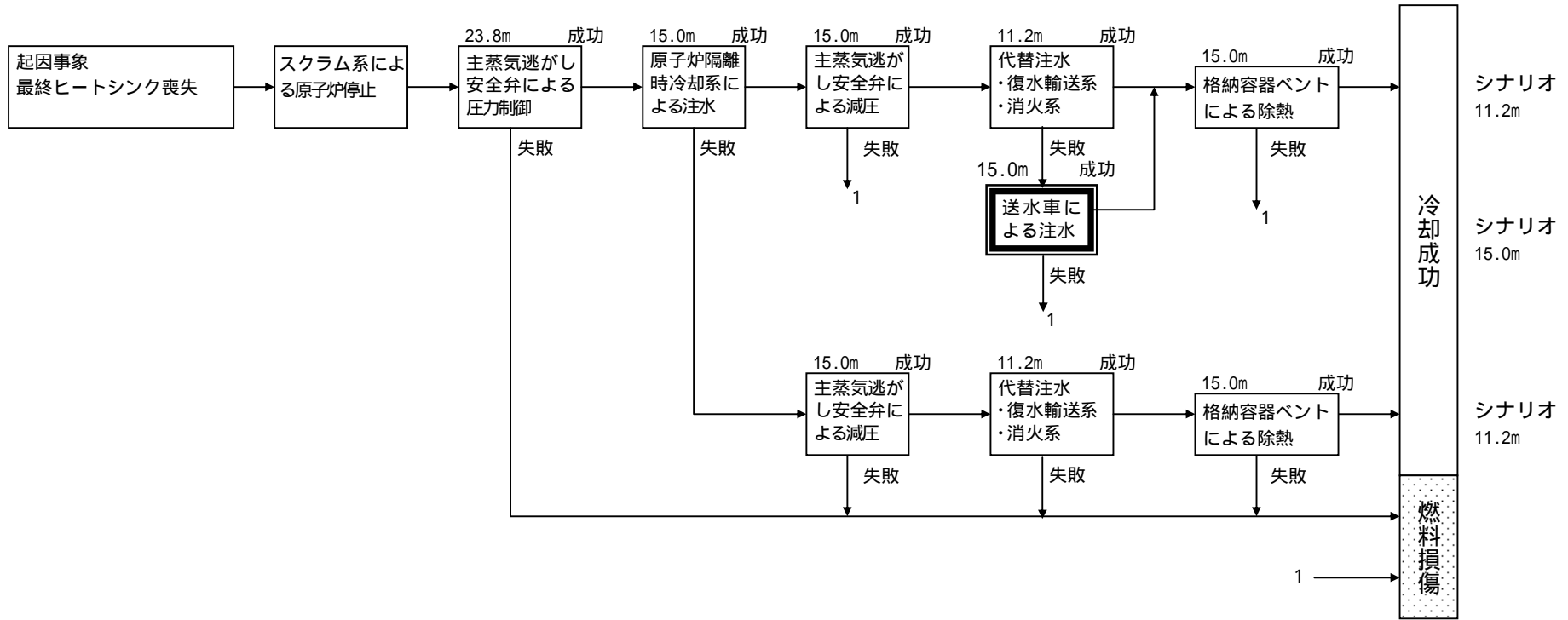
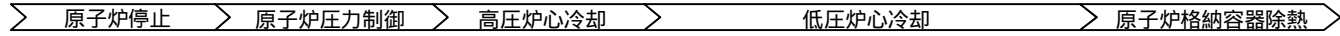
9 : 消火系 (F P) による代替注水のフォールトツリー



10 : 送水車による注水のフォールトツリー

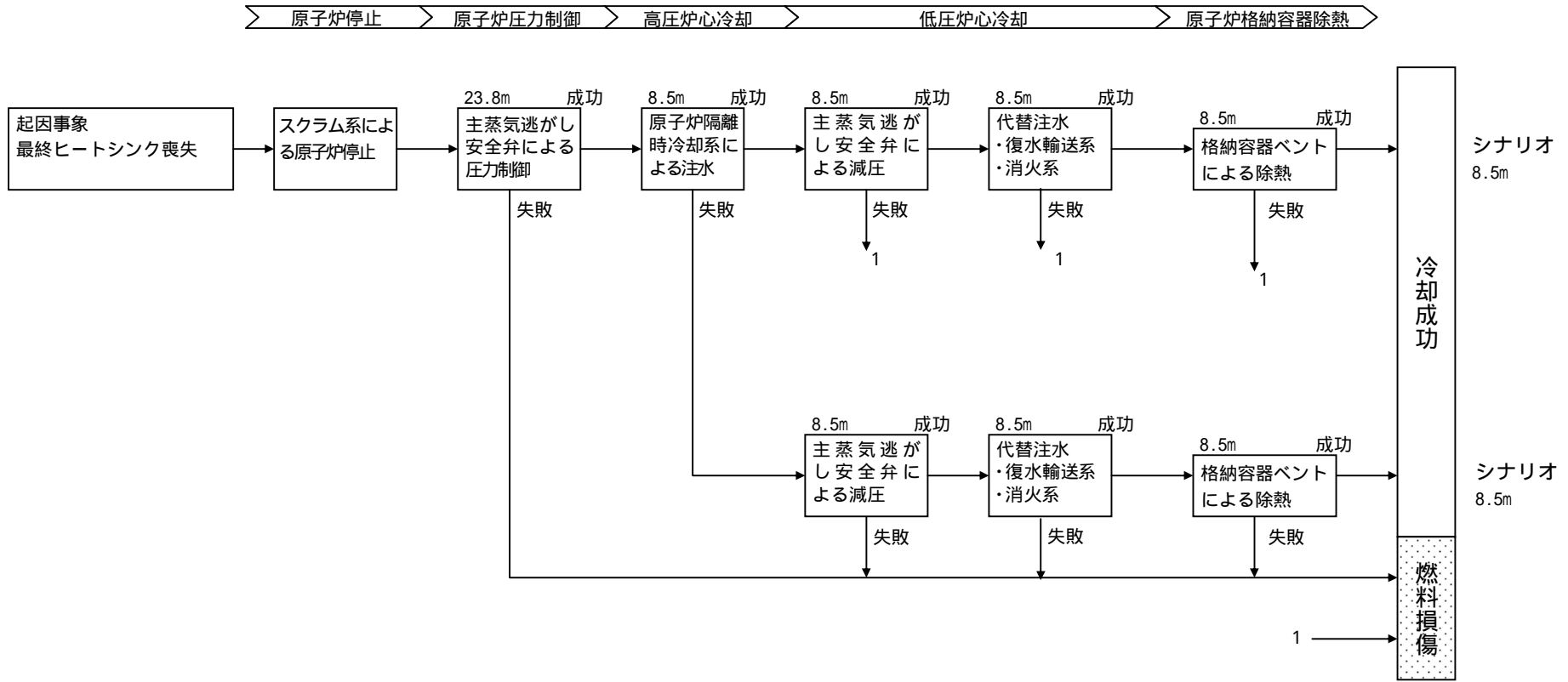


11 : 格納容器ベントによる除熱のフォールトツリー



: 緊急安全対策

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー(原子炉)



最終ヒートシンク喪失のイベントツリー(原子炉)(緊急安全対策前)

起因事象に関連する設備の許容津波高さ評価結果（燃料プール）

設計津波高さ(a) : 6.5 単位 : m

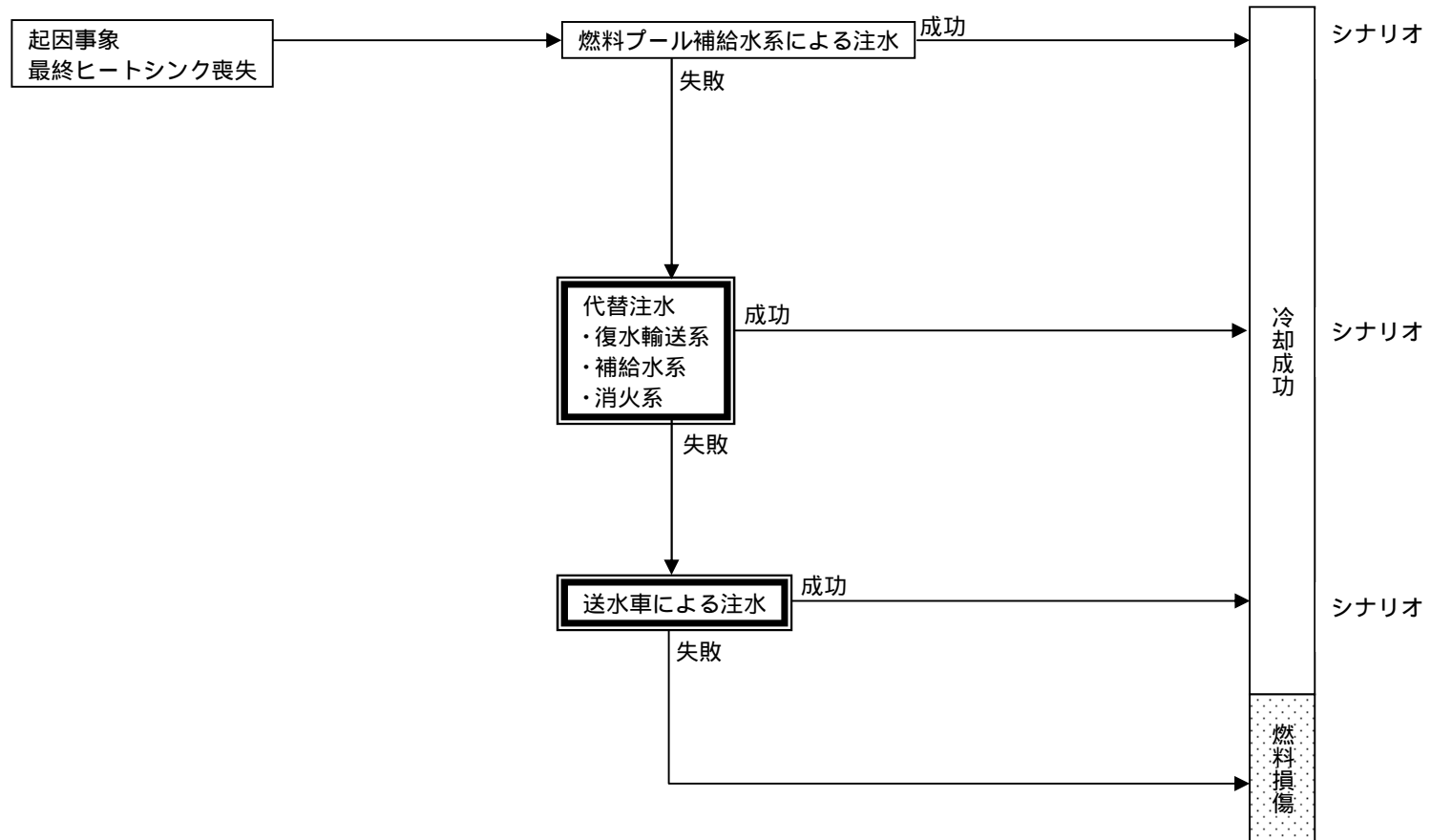
| 起因事象 | 設備 | 設置場所 | 損傷モード | 設置高さ | 許容津波高さ(b) | 裕度(b-a) | |
|-----------------|---------------|--------------------|-------|------|-----------|---------|------|
| 外部電源喪失 | 予備変圧器 | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 | |
| | 起動変圧器 | 屋外 | 浸水 | 8.5 | 8.5 | 2.0 | |
| 交流電源喪失 | 非常用メタクラ | R/B | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 | |
| | 動力変圧器 | R/B | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 | |
| | 非常用ロードセンタ | R/B | 浸水 | 23.8 | 23.8 | 17.3 | |
| | 非常用コントロールセンタ | R/B T/B Rw/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 | |
| 直流電源喪失 | 蓄電池 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| | 充電器盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| | 直流盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| 計装・制御系喪失に伴う制御不能 | 制御盤 | R/B Rw/B C/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 | |
| | 計装ラック | R/B | 浸水 | 1.3 | 15.0 | 8.5 | |
| | 計装用無停電交流電源装置 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 | |
| 最終ヒートシンク喪失 | 原子炉補機冷却系(RCW) | RCWポンプ | R/B | 浸水 | 15.3 | 15.3 | 8.8 |
| | | RCWサージタンク | R/B | 浸水 | 42.8 | 42.8 | 36.3 |
| | | 弁 | R/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 |
| | 原子炉補機海水系(RSW) | RSWポンプ | 屋外 | 浸水 | 1.1 | 8.5 | 2.0 |
| | | 弁 | 屋外 | 浸水 | 1.1 | 8.5 | 2.0 |


：複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

設置場所の凡例

R/B : 原子炉建物
T/B : タービン建物
Rw/B : 廃棄物処理建物
C/B : 制御室建物

燃料プールへの注水



 : 緊急安全対策

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー(燃料プール)

イベントツリーに係る設備の機能的な関係の整理（津波：燃料プール）

| フロントライン系 サポート系 | 燃料プール補給 水系による注水 | 代替注水 | | | 送水車による注 水 |
|-------------------|--------------------|-------|------|-----|--------------|
| | | 復水輸送系 | 補給水系 | 消火系 | |
| 計装・制御 | | | - | | - |
| 直流電源による電源供給 | | | - | | - |
| 常用電源盤 | - | - | | - | - |
| 1号機常用電源盤 | - | - | | - | - |
| 1号機計装・制御 | - | - | | - | - |

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ評価結果（燃料プール）

影響緩和機能（フロントライン系）に関連する設備

設計津波高さ(a) : 6.5 単位 : m

| フロントライン系 | 設備 ¹ | | 設置場所 | 損傷モード | 設置高さ ² | 許容津波高さ(b) | 裕度(b-a) |
|----------------------|---|------------|------------------|-------|-------------------|-----------|---------|
| 燃料プール補給水系 (FMW)による注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | 燃料プール補給水系 | FMWポンプ | R/B | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |
| | | 弁 | R/B | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |
| 復水輸送系(CWT)による代替注水 | 復水輸送系 | 復水貯蔵タンク | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | | 補助復水貯蔵タンク | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | | CWTポンプ | R/B | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |
| | 復水輸送系 燃料プール冷却系 スチマージタンク | スチマージタンク | R/B | 浸水 | 34.7 | 34.7 | 28.2 |
| | | 弁 | R/B T/B | 浸水 | 0.2 | 11.2 | 4.7 |
| 復水輸送系 ホース | 弁 | R/B T/B | 浸水 | 0.2 | 11.2 | 4.7 | |
| 補給水系(MUW)による代替注水 | 水ろ過・純水設備系 | 純水タンク | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | 補給水系 | A,B-補給水ポンプ | De/B | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | | C-補給水ポンプ | De/B | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | 弁 | | R/B T/B | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |
| 消火系(FP)による代替注水 | 水ろ過・純水設備系 | ろ過水タンク | 屋外 | 浸水 | 30.2 | 30.2 | 23.7 |
| | 消火系 | 消火ポンプ | Wt/B | 浸水 | 22.0 | 22.0 | 15.5 |
| | 消火系 復水輸送系 燃料プール冷却系 スチマージタンク | スチマージタンク | R/B | 浸水 | 34.7 | 34.7 | 28.2 |
| | | 弁 | R/B T/B | 浸水 | 0.2 | 11.2 | 4.7 |
| | 消火系 消火栓 ホース | 弁 | R/B | 浸水 | 42.8 | 42.8 | 36.3 |
| 送水車による注水 | 送水車 | | 屋外 | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| | 送水口 消火系 復水輸送系 燃料プール冷却系 スチマージタンク | スチマージタンク | R/B | 浸水 | 34.7 | 34.7 | 28.2 |
| | | 弁 | R/B T/B | 浸水 | 0.2 | 11.2 | 4.7 |
| | 送水口 消火系 消火栓 ホース | 弁 | R/B C/B 屋外 | 浸水 | 8.8 | 15.0 | 8.5 |

1 : 配管は浸水により機能喪失に至らないため、津波裕度の評価結果に影響しない

2 : 複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

設置場所の凡例

R/B : 原子炉建物
T/B : タービン建物
C/B : 制御室建物
De/B : 純水装置建物
Wt/B : 水ろ過排水処理装置建物

影響緩和機能に関連する設備の許容津波高さ評価結果（燃料プール）

影響緩和機能（サポート系）に関連する設備 設計津波高さ(a) : 6.5 単位 : m

| サポート系 | 設備 | 設置場所 | 損傷モード | 設置高さ | 許容津波高さ(b) | 裕度(b-a) |
|-------------|--------------|--------------------|-------|------|-----------|---------|
| 計装・制御 | 制御盤 | R/B Rw/B C/B | 浸水 | 2.8 | 15.0 | 8.5 |
| | 計装ラック | R/B | 浸水 | 1.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 計装用無停電交流電源装置 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| 直流電源による電源供給 | 蓄電池 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 充電器盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| | 直流盤 | Rw/B | 浸水 | 12.3 | 15.0 | 8.5 |
| 常用電源盤 | 常用メタクラ | T/B | 浸水 | 12.5 | 15.0 | 8.5 |
| | 動力変圧器 | T/B | 浸水 | 12.5 | 15.0 | 8.5 |
| | 常用ロードセンタ | T/B | 浸水 | 12.5 | 15.0 | 8.5 |
| | 常用コントロールセンタ | De/B | 浸水 | 15.0 | 15.0 | 8.5 |
| 1号機常用電源盤 | - | 許容津波高さを評価しない | | | | |
| 1号機計装・制御 | - | 許容津波高さを評価しない | | | | |

：複数の設置高さがある場合は最低の設置高さを記載

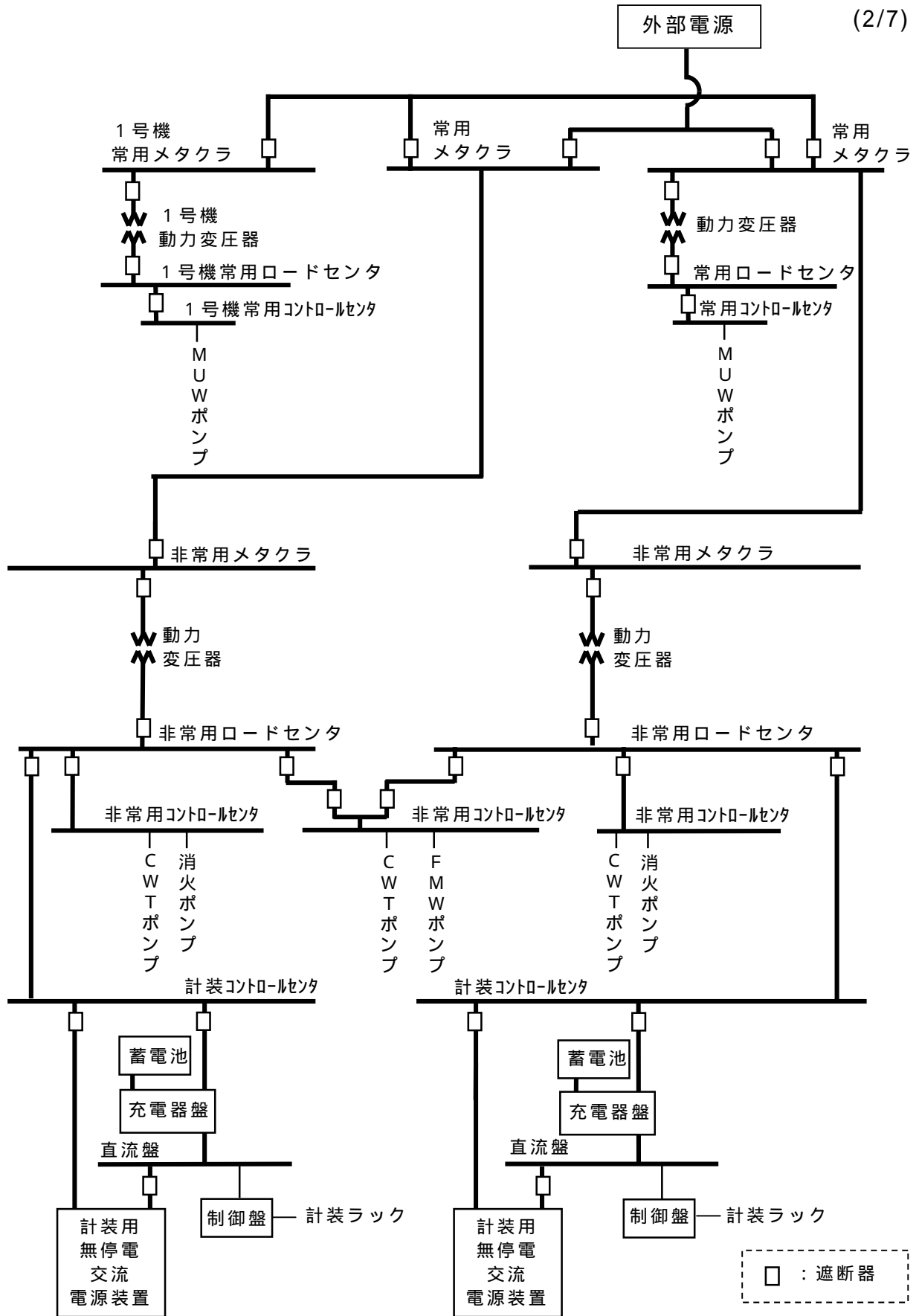
| |
|--|
| <p>設置場所の凡例</p> <ul style="list-style-type: none"> R/B : 原子炉建物 T/B : タービン建物 Rw/B : 廃棄物処理建物 C/B : 制御室建物 De/B : 純水装置建物 |
|--|

各影響緩和機能の概略系統図（津波：燃料プール）

- 1：電源関係の概略系統図
- 2：燃料プール補給水系（FMW）による注水の概略系統図
- 3：復水輸送系（CWT）による代替注水の概略系統図
- 4：補給水系（MUW）による代替注水の概略系統図
- 5：消火系（FP）による代替注水の概略系統図
- 6：送水車による注水の概略系統図

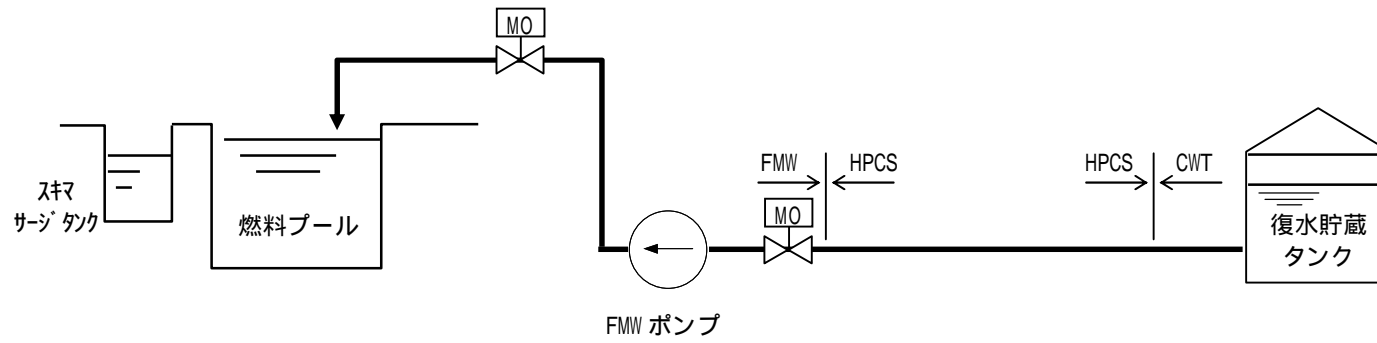
略称

| | |
|---------------|----------------|
| FMW：燃料プール補給水系 | FPC：燃料プール冷却系 |
| CWT：復水輸送系 | RCW：原子炉補機冷却系 |
| MUW：補給水系 | HPCS：高圧炉心スプレイ系 |
| FP：消火系 | MO：電気駆動 |
| RHR：残留熱除去系 | |

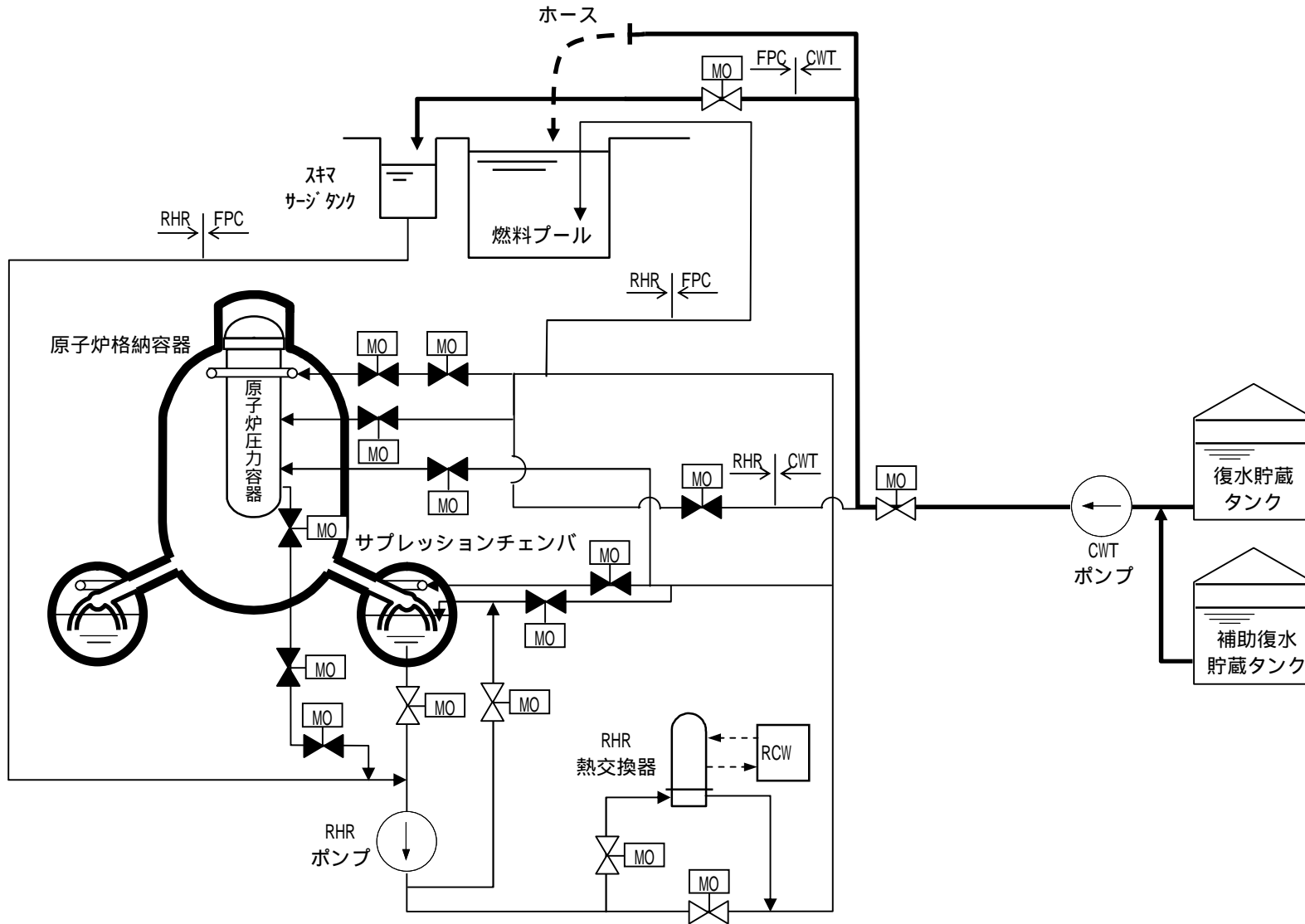


S2 添 5.2-17 R0

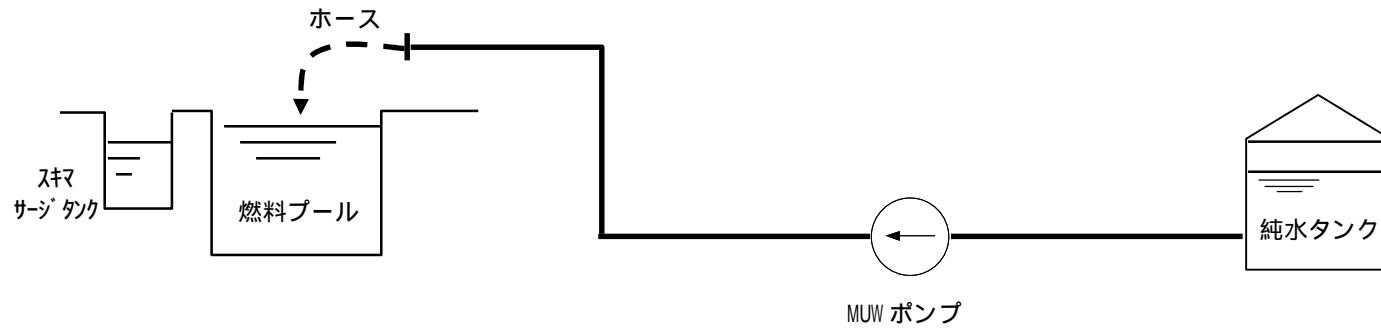
1 : 電源関係の概略系統図



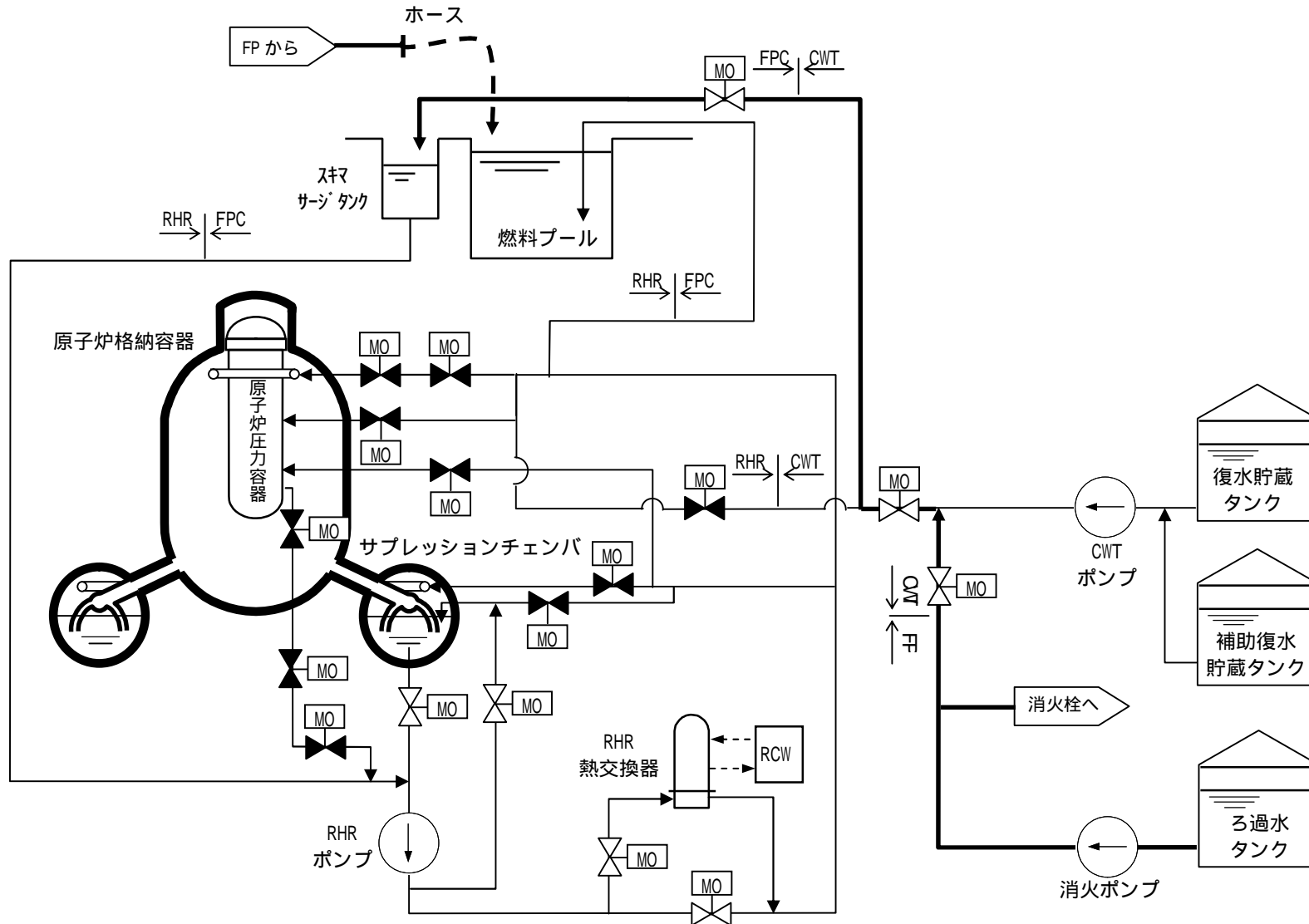
2 : 燃料プール補給水系 (F M W) による注水の概略系統図



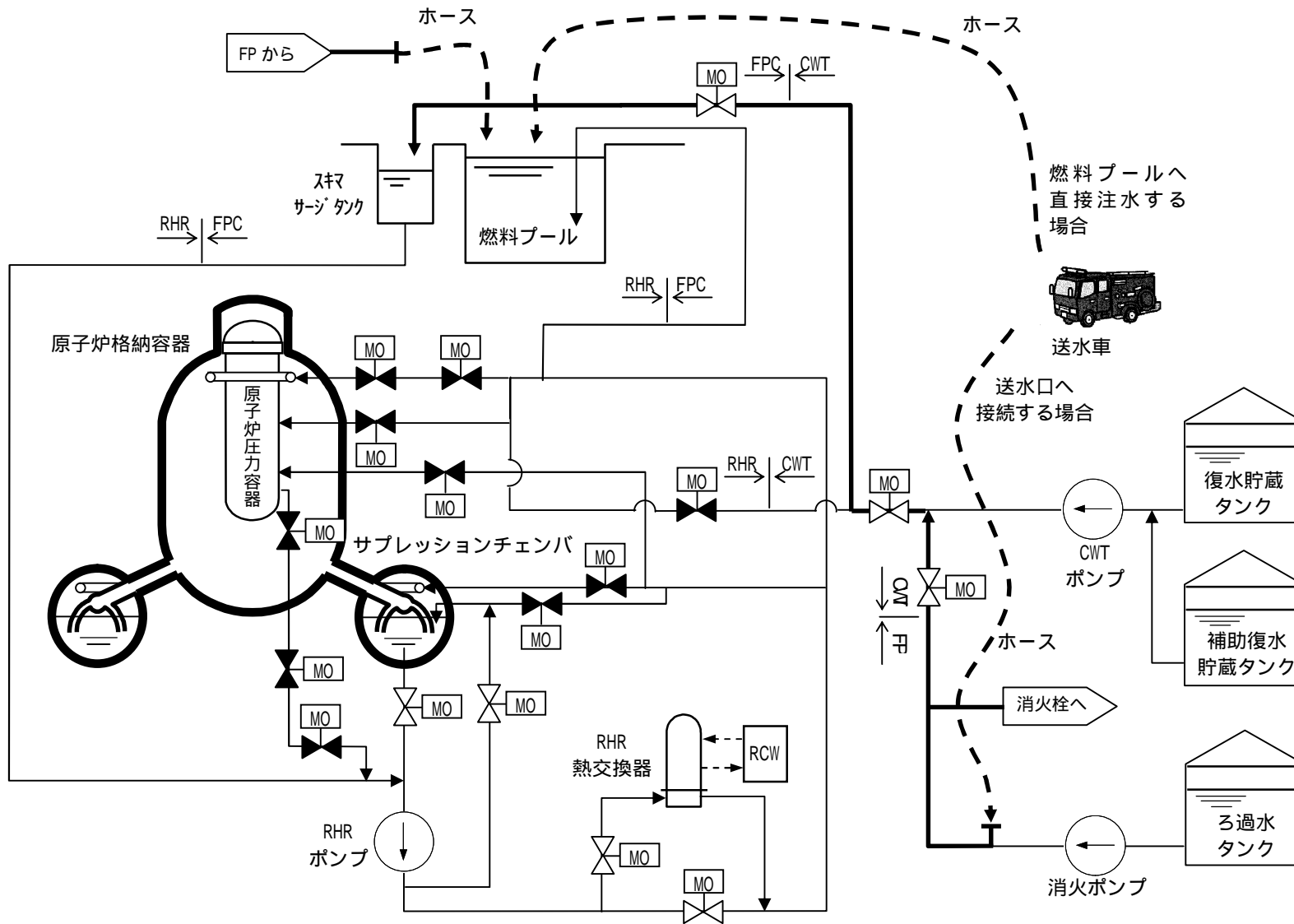
3 : 復水輸送系 (C W T) による代替注水の概略系統図



4 : 補給水系 (M U W) による代替注水の概略系統図



5 : 消火系 (F P) による代替注水の概略系統図







6 : 送水車による注水の概略系統図

各影響緩和機能のフォールトツリー(津波：燃料プール)

- 1：燃料プール補給水系(FMW)による注水のフォールトツリー
- 2：計装・制御のフォールトツリー
- 3：直流電源による電源供給のフォールトツリー
- 4：代替注水のフォールトツリー
- 5：復水輸送系(CWT)による代替注水のフォールトツリー
- 6：補給水系(MUW)による代替注水のフォールトツリー
- 7：常用電源盤のフォールトツリー
- 8：消火系(FP)による代替注水のフォールトツリー
- 9：送水車による注水のフォールトツリー

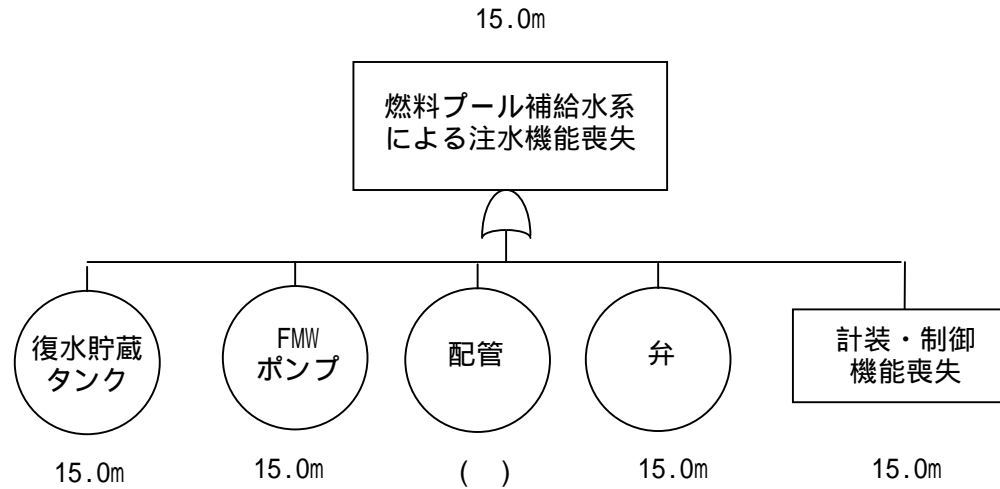
S2 添 5.2-18 R0

フォールトツリーの凡例

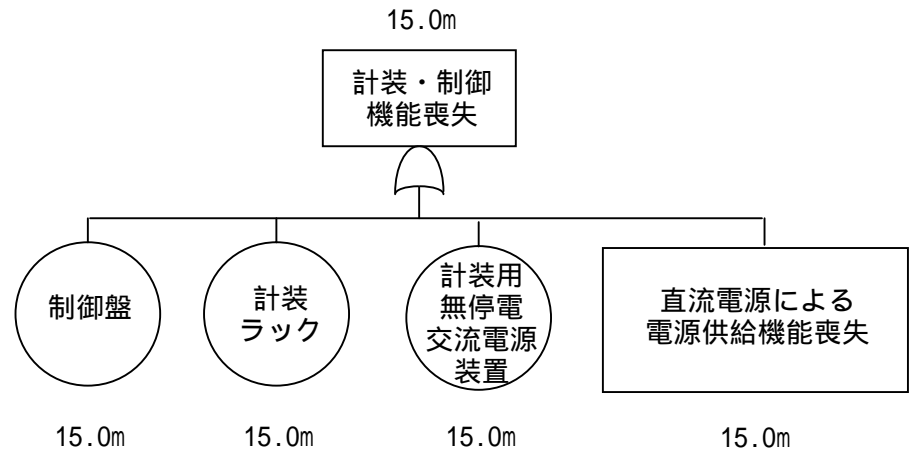
| | |
|---|---------------------------------------|
|  | ：設備 |
|  | ：機能 |
|  | ：論理積(A N D 条件) |
|  | ：論理和(O R 条件) |
| () | ：配管は浸水により機能喪失に至らないため，津波裕度の評価結果に影響しない。 |
| (-) | ：許容津波高さを評価しない設備。 |

略称

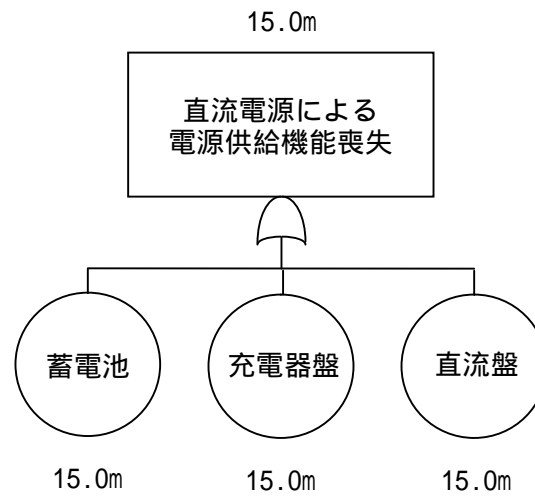
| | |
|-------|------------|
| F M W | ：燃料プール補給水系 |
| C W T | ：復水輸送系 |
| M U W | ：補給水系 |
| F P | ：消火系 |



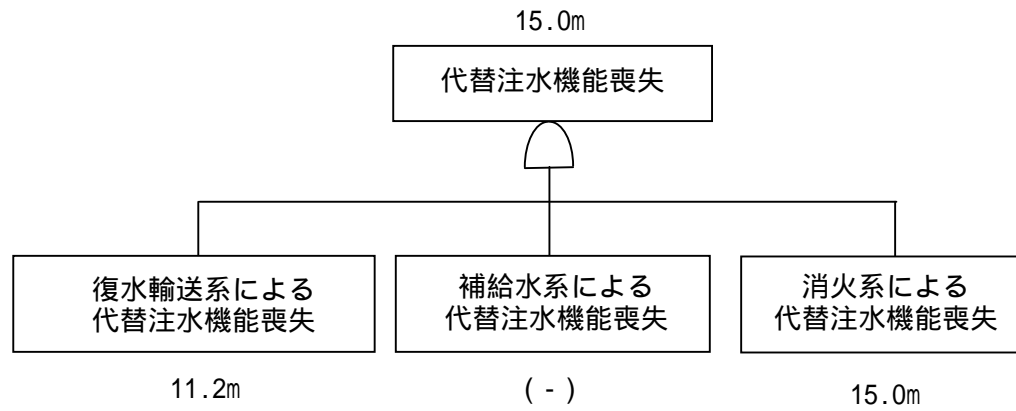
1 : 燃料プール補給水系 (FMW) による注水のフォールトツリー



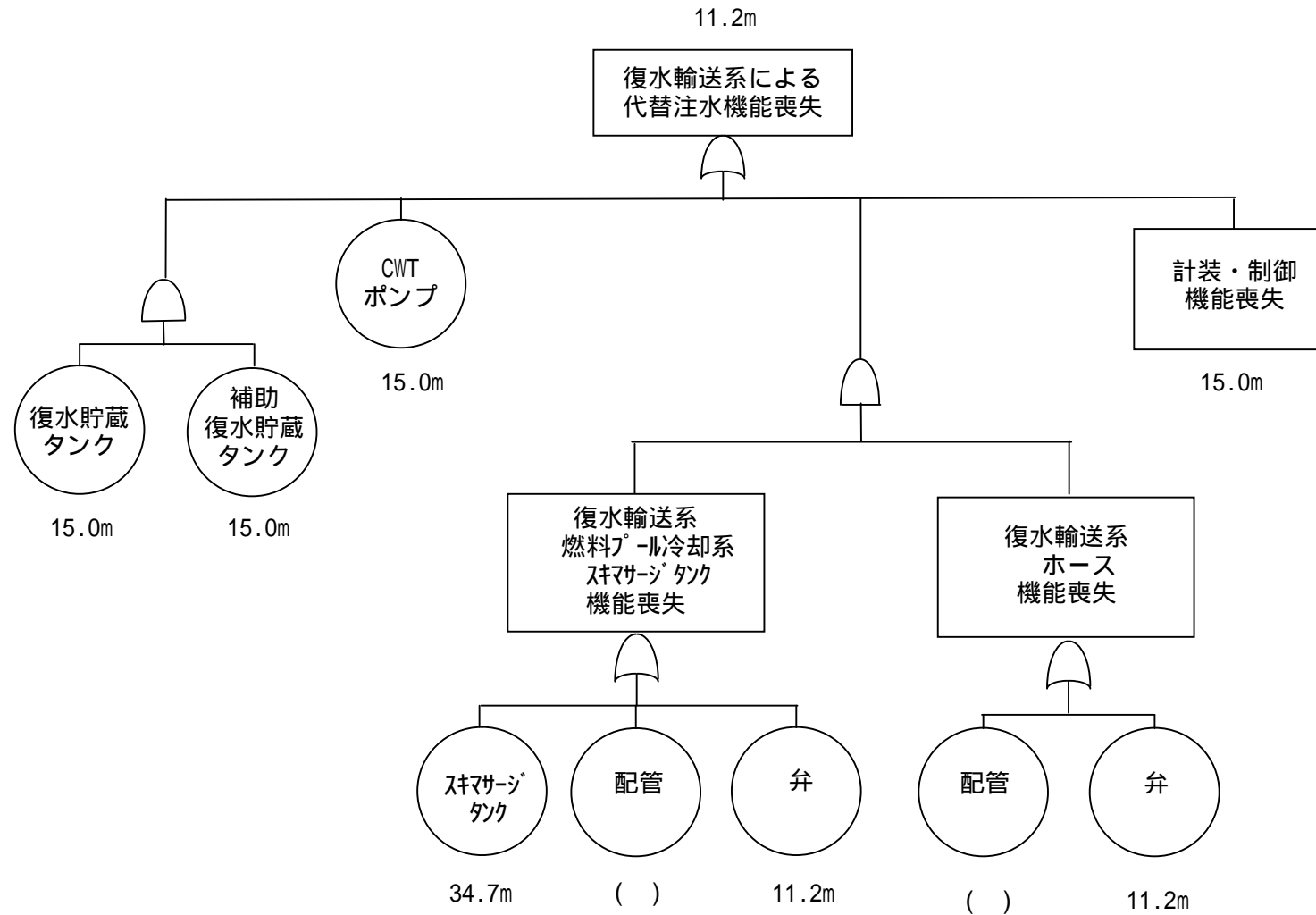
2 : 計装・制御のフォールトツリー



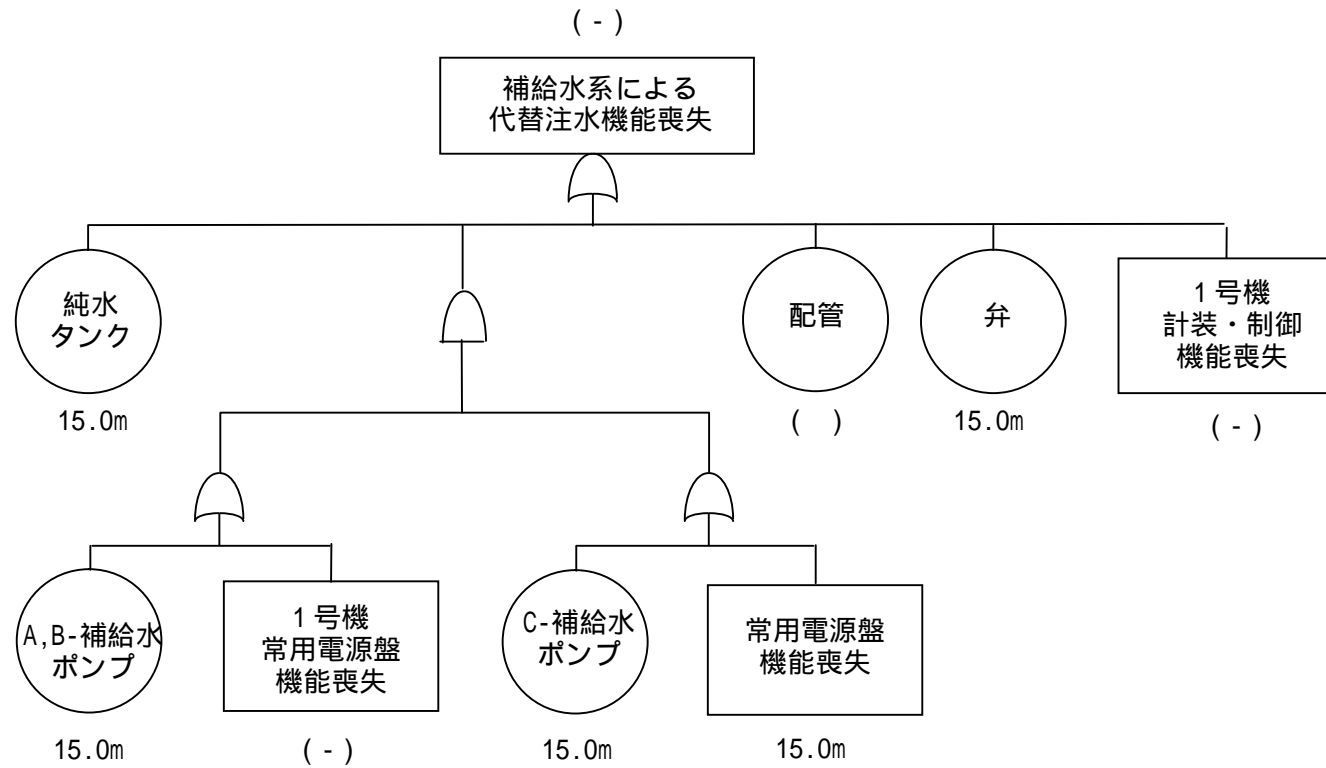
3 : 直流電源による電源供給のフォールトツリー



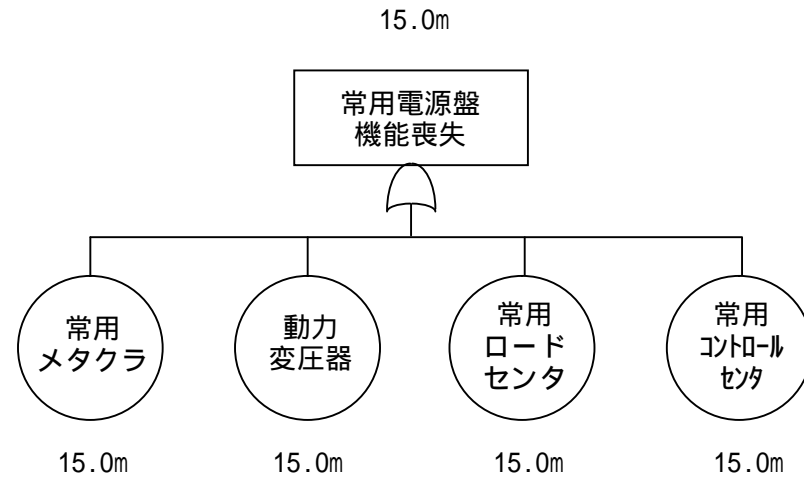
4 : 代替注水のフォールトツリー



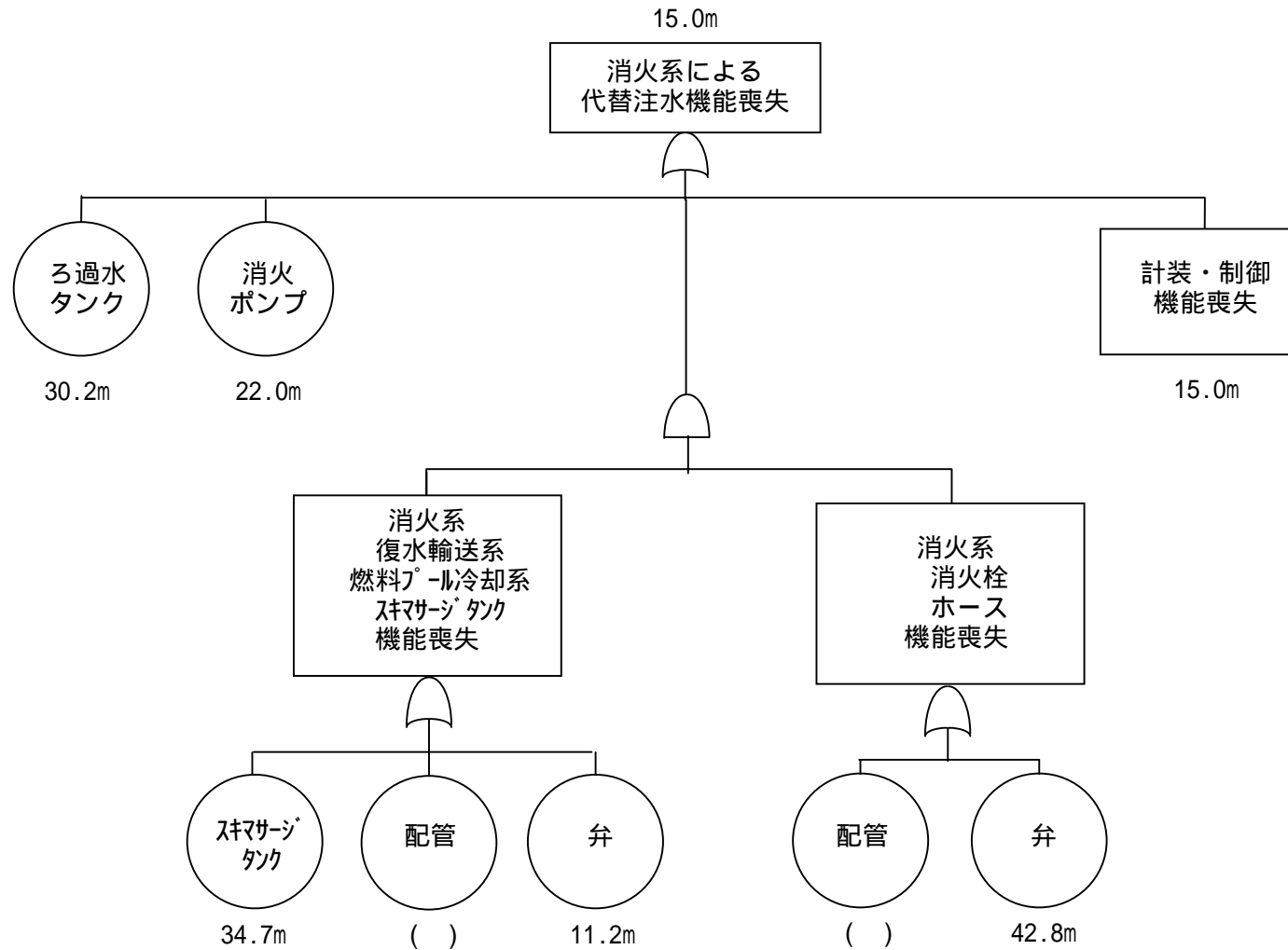
5 : 復水輸送系(CWT)による代替注水のフォールトツリー



6 : 補給水系 (M U W) による代替注水のフォールトツリー

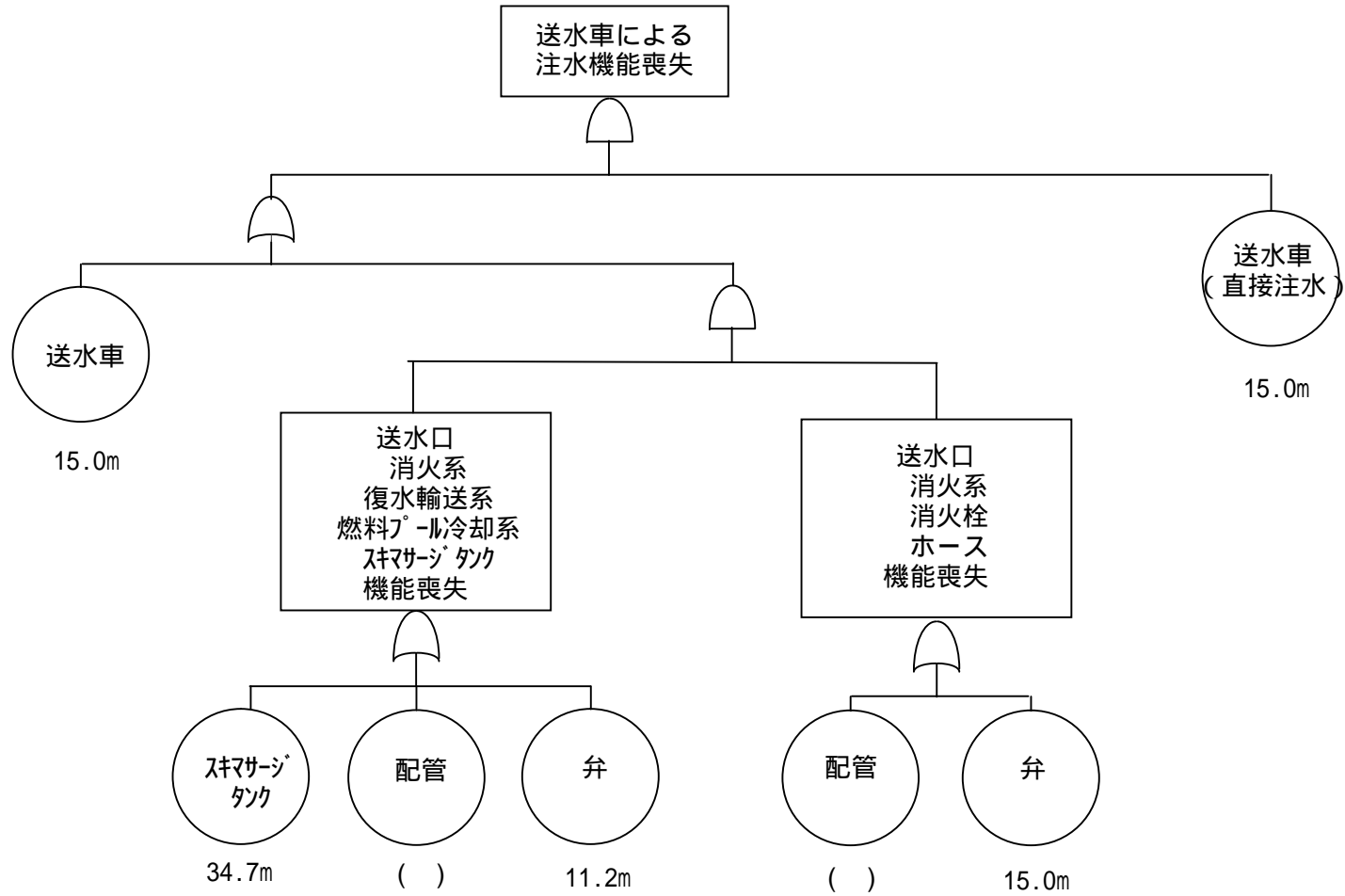


7 : 常用電源盤のフォールトツリー



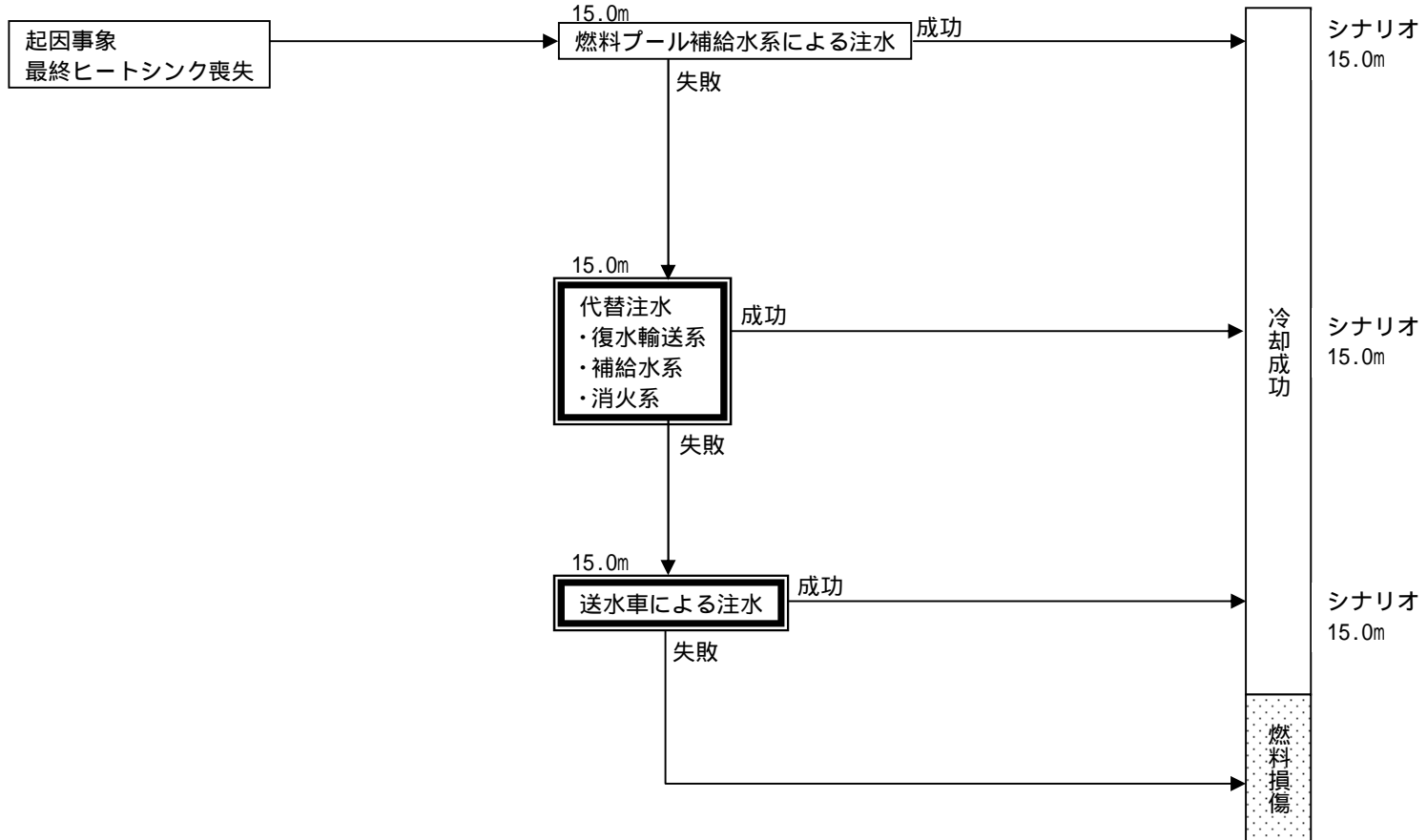
8 : 消火系 (F P) による代替注水のフォールトツリー


S2 添 5.2-18 R0
15.0m



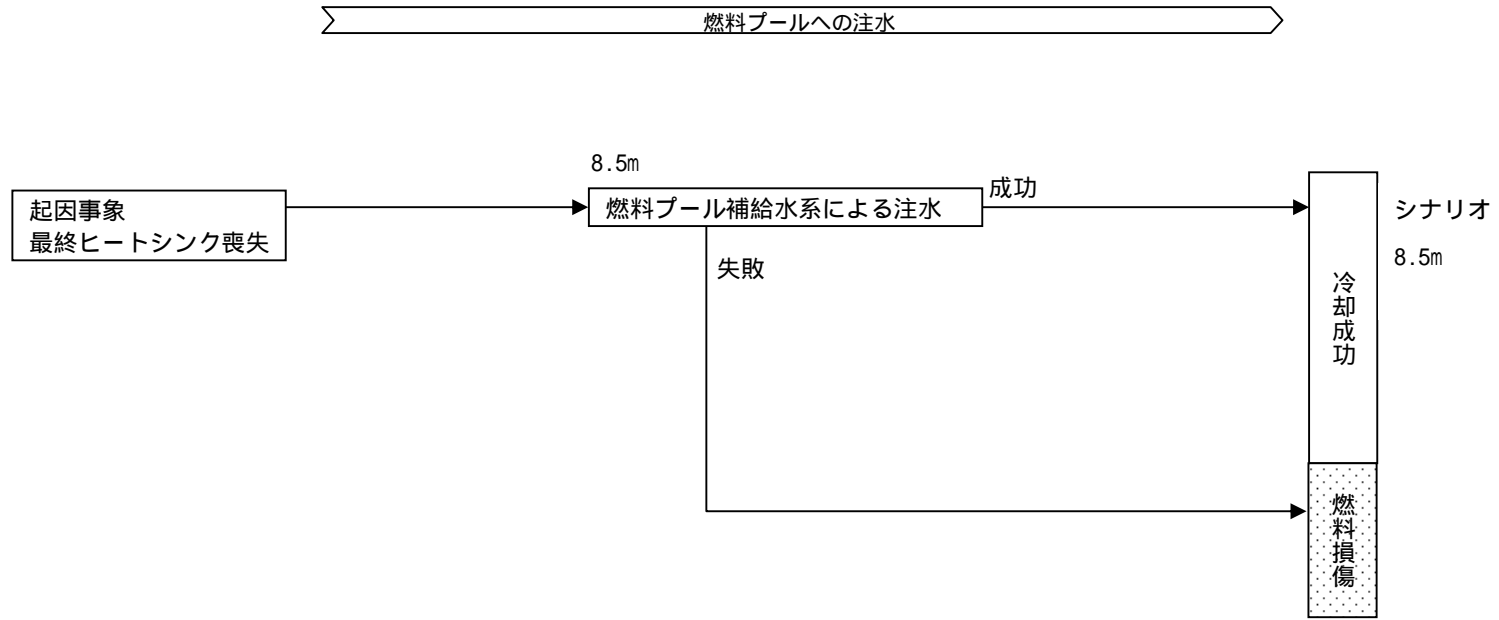
9 : 送水車による注水のフォールトツリー

燃料プールへの注水

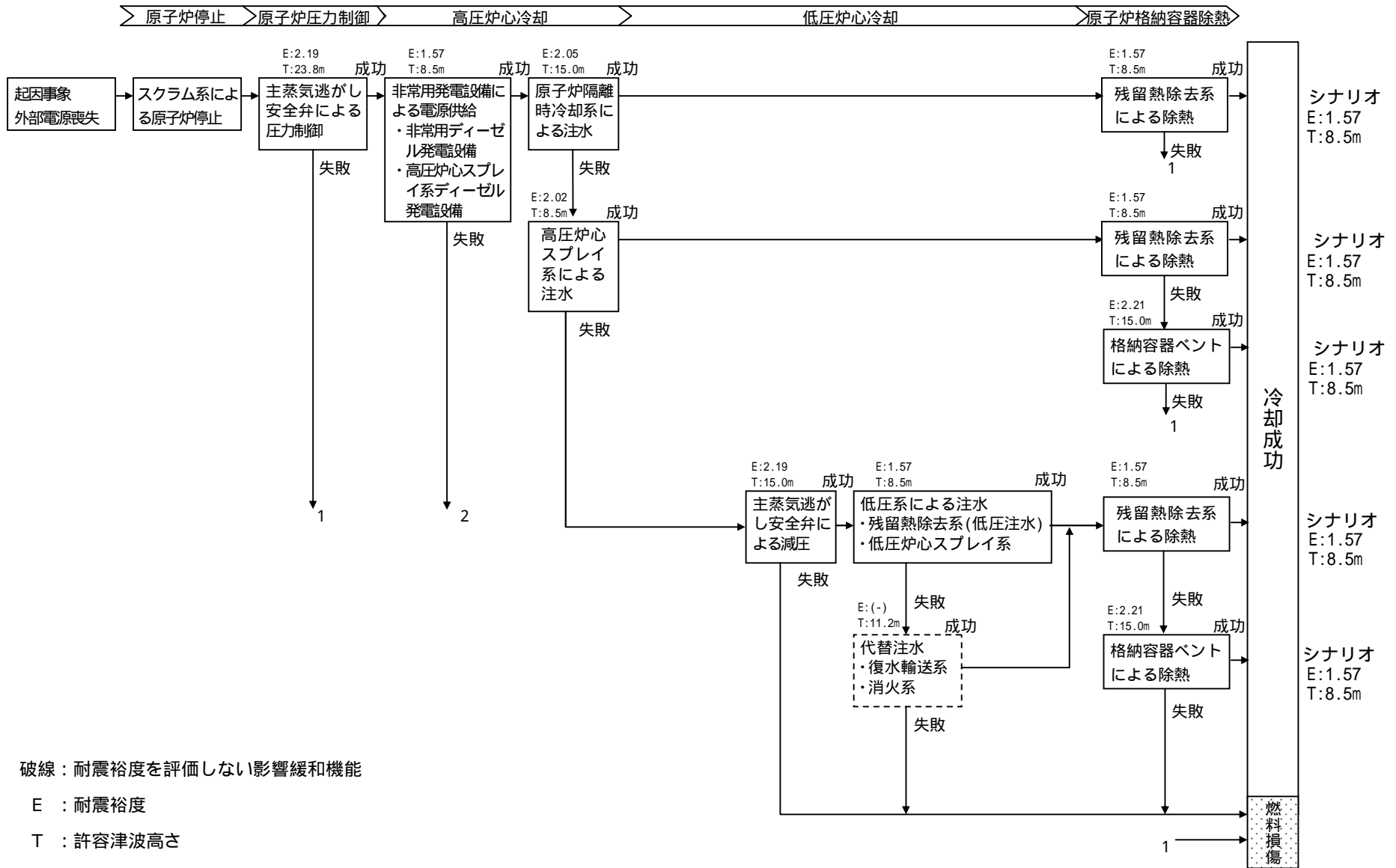


 : 緊急安全対策

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー (燃料プール)



最終ヒートシンク喪失のイベントツリー(燃料プール)(緊急安全対策前)



破線：耐震裕度を評価しない影響緩和機能

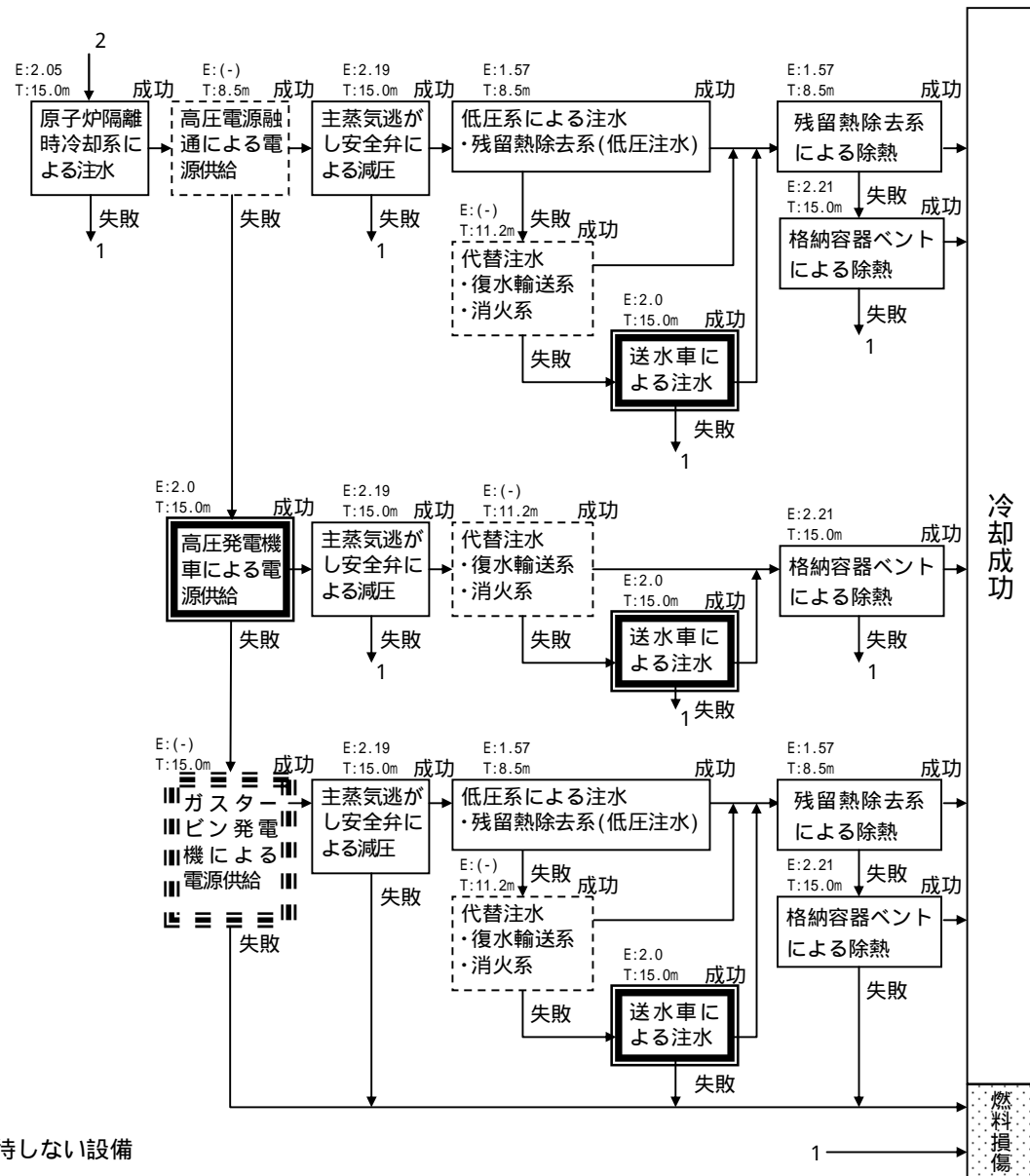
E：耐震裕度

T：許容津波高さ

(-)：基準地震動 S s 相当以上の地震において、機能を期待しない設備

地震・津波の起因事象に対するイベントツリー(原子炉)(1/2)

原子炉停止 > 原子炉圧力制御 > 高压炉心冷却 > 低压炉心冷却 > 原子炉格納容器除熱



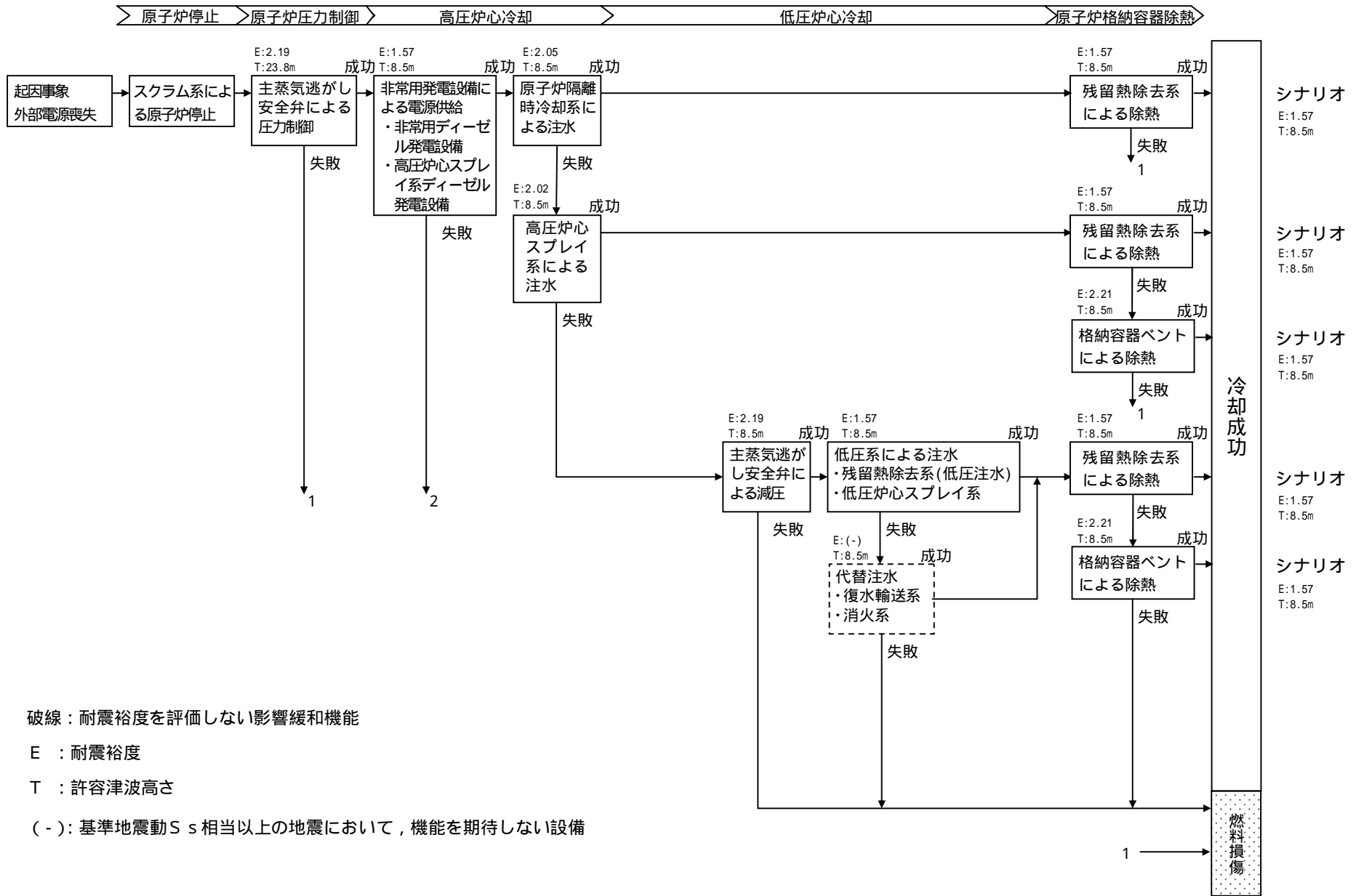
シナリオ
E:2.0
T:15.0m

- : 緊急安全対策
- : 更なる信頼性向上対策

破線 : 耐震裕度を評価しない影響緩和機能
 E : 耐震裕度
 T : 許容津波高さ
 (-) : 基準地震動 S s 相当以上の地震において、機能を期待しない設備

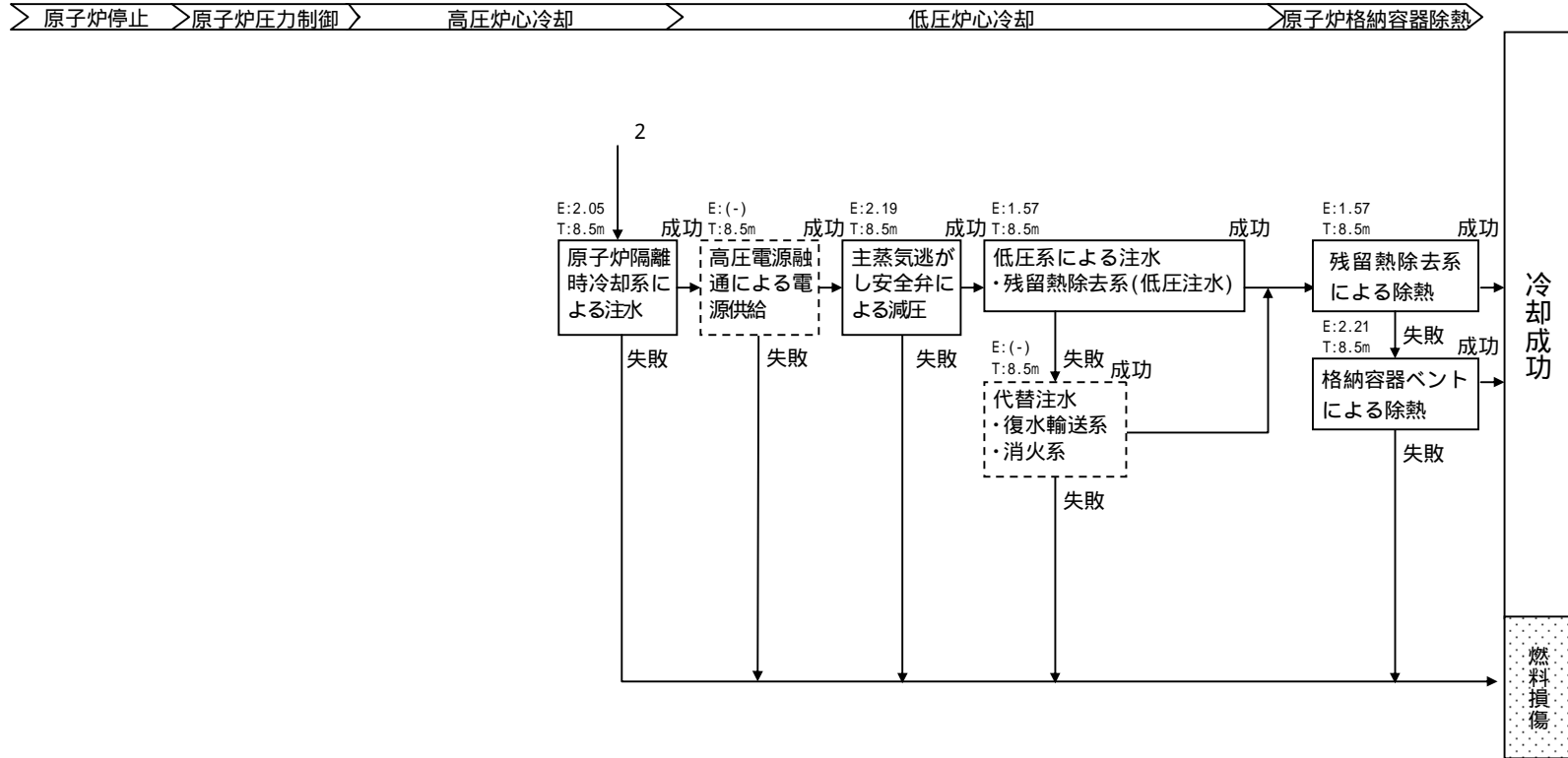
地震・津波の起因事象に対するイベントツリー (原子炉) (2 / 2)

S2 添 5.3-2 R0



地震・津波の起因事象に対するイベントツリー（原子炉）(1/2)(緊急安全対策前)

S2 添 5.3-2 R0



破線：耐震裕度を評価しない影響緩和機能

E：耐震裕度

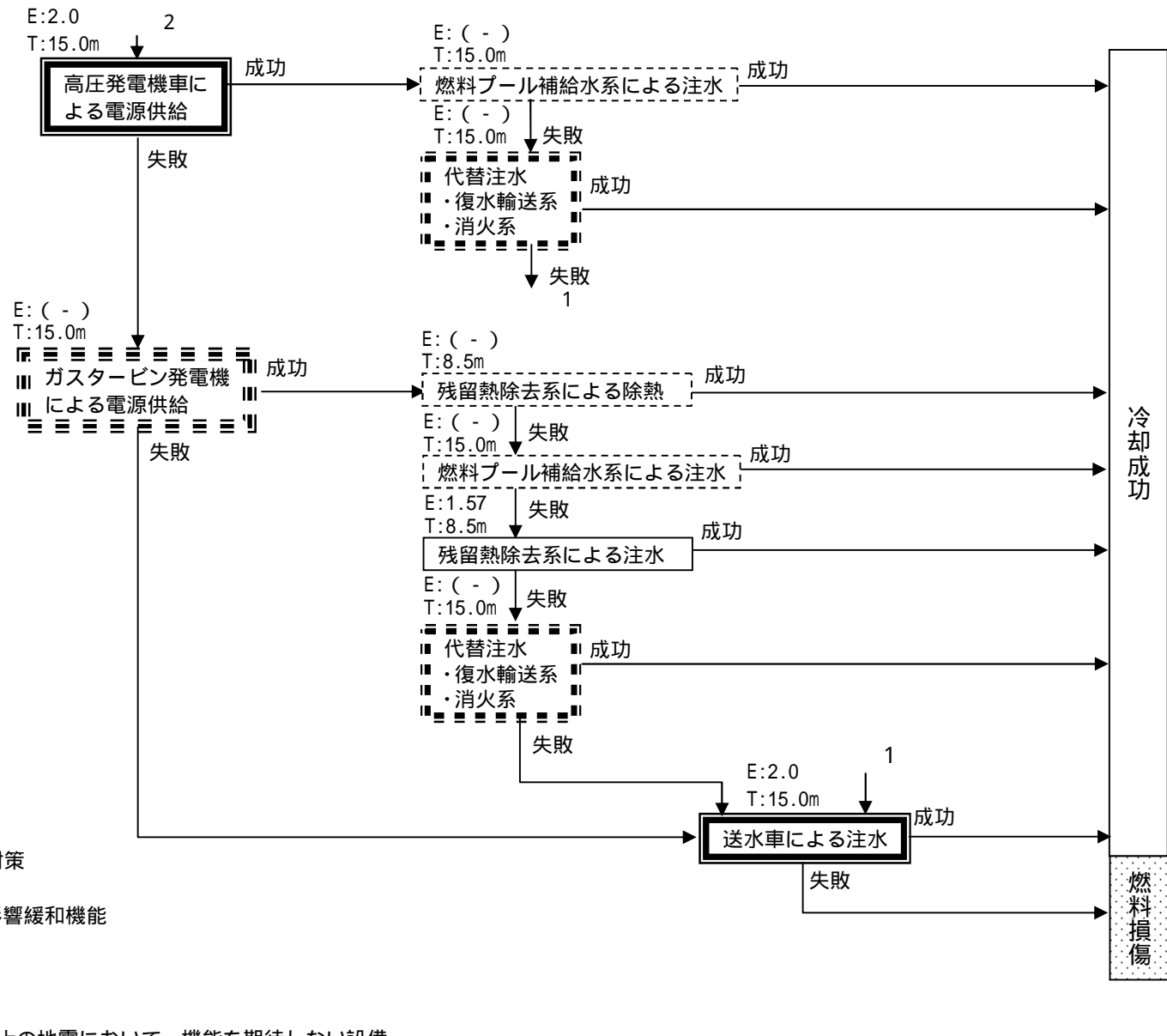
T：許容津波高さ

(-)：基準地震動Ss相当以上の地震において、機能を期待しない設備

地震・津波の起因事象に対するイベントツリー(原子炉)(2/2)(緊急安全対策前)



地震・津波の起因事象に対するイベントツリー（燃料プール）(1/2)



シナリオ
E:1.57
T:8.5m
シナリオ
E:2.0
T:15.0m
シナリオ
E:2.0
T:15.0m

: 緊急安全対策

: 更なる信頼性向上対策

破線 : 耐震裕度を評価しない影響緩和機能

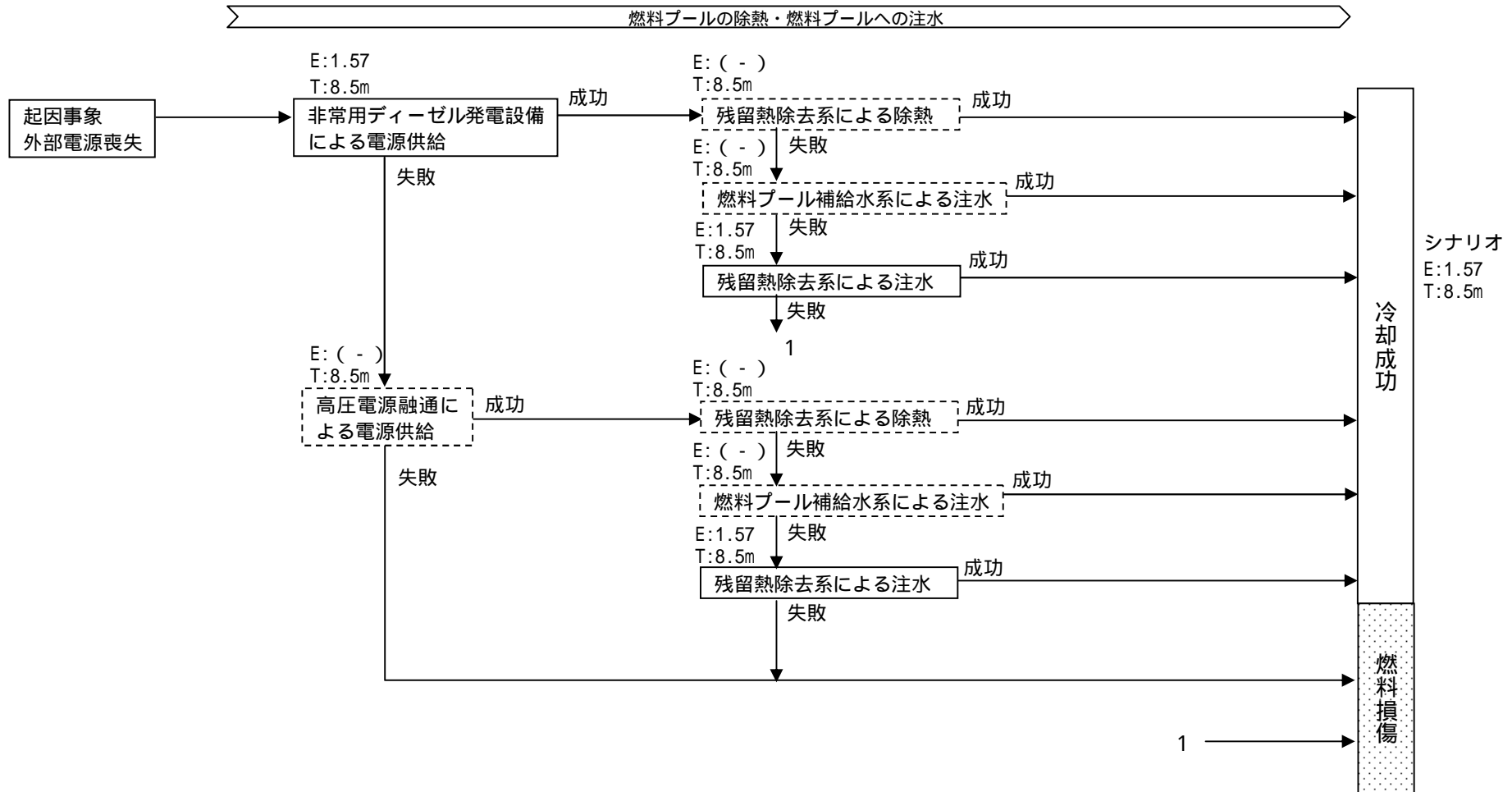
E : 耐震裕度

T : 許容津波高さ

(-) : 基準地震動 S s 相当以上の地震において、機能を期待しない設備

地震・津波の起因事象に対するイベントツリー(燃料プール)(2/2)

S2 添 5.3-4 R0



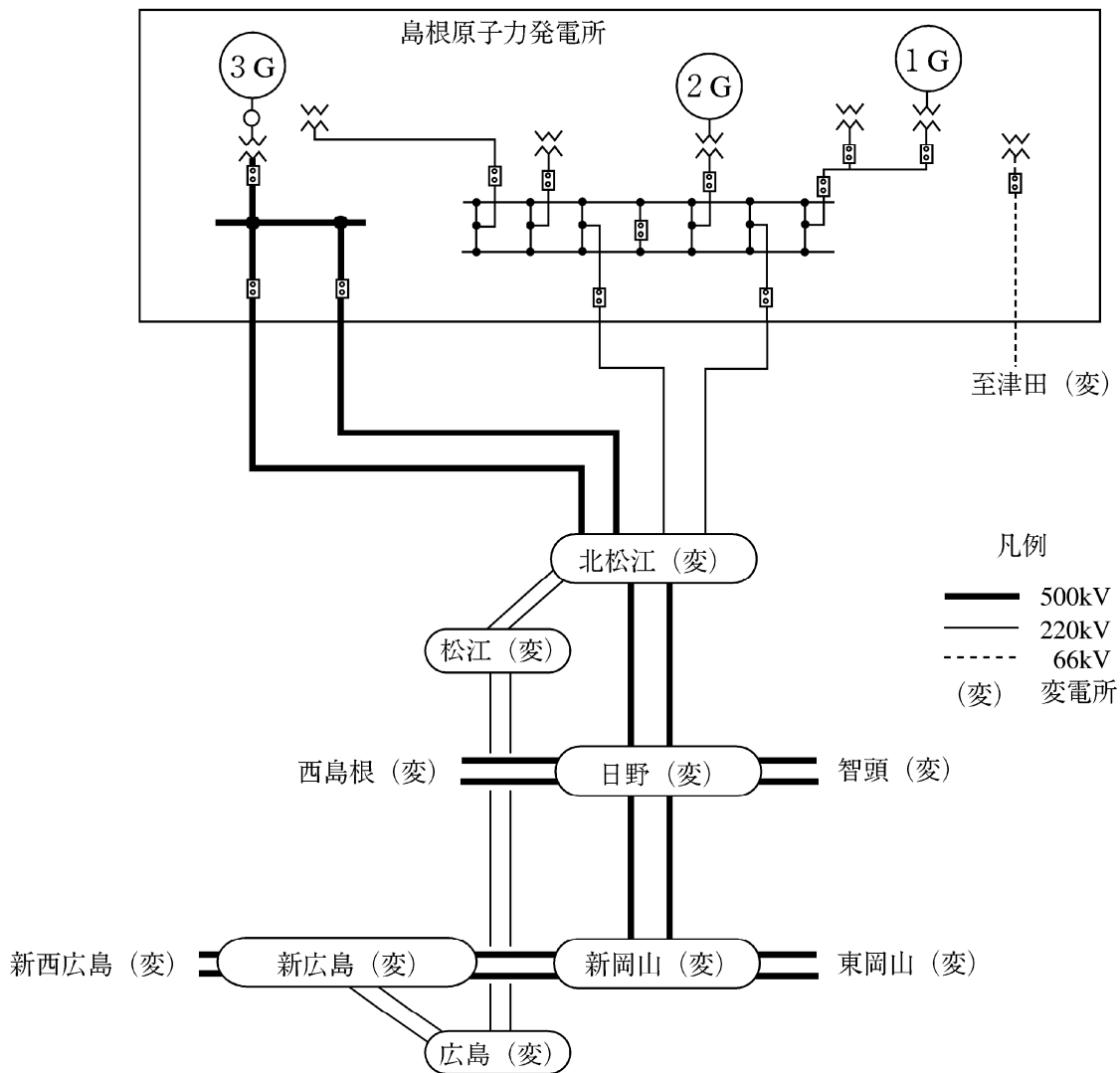
破線：耐震裕度を評価しない影響緩和機能

E：耐震裕度

T：許容津波高さ

(-)：基準地震動Ss相当以上の地震において、機能を期待しない設備

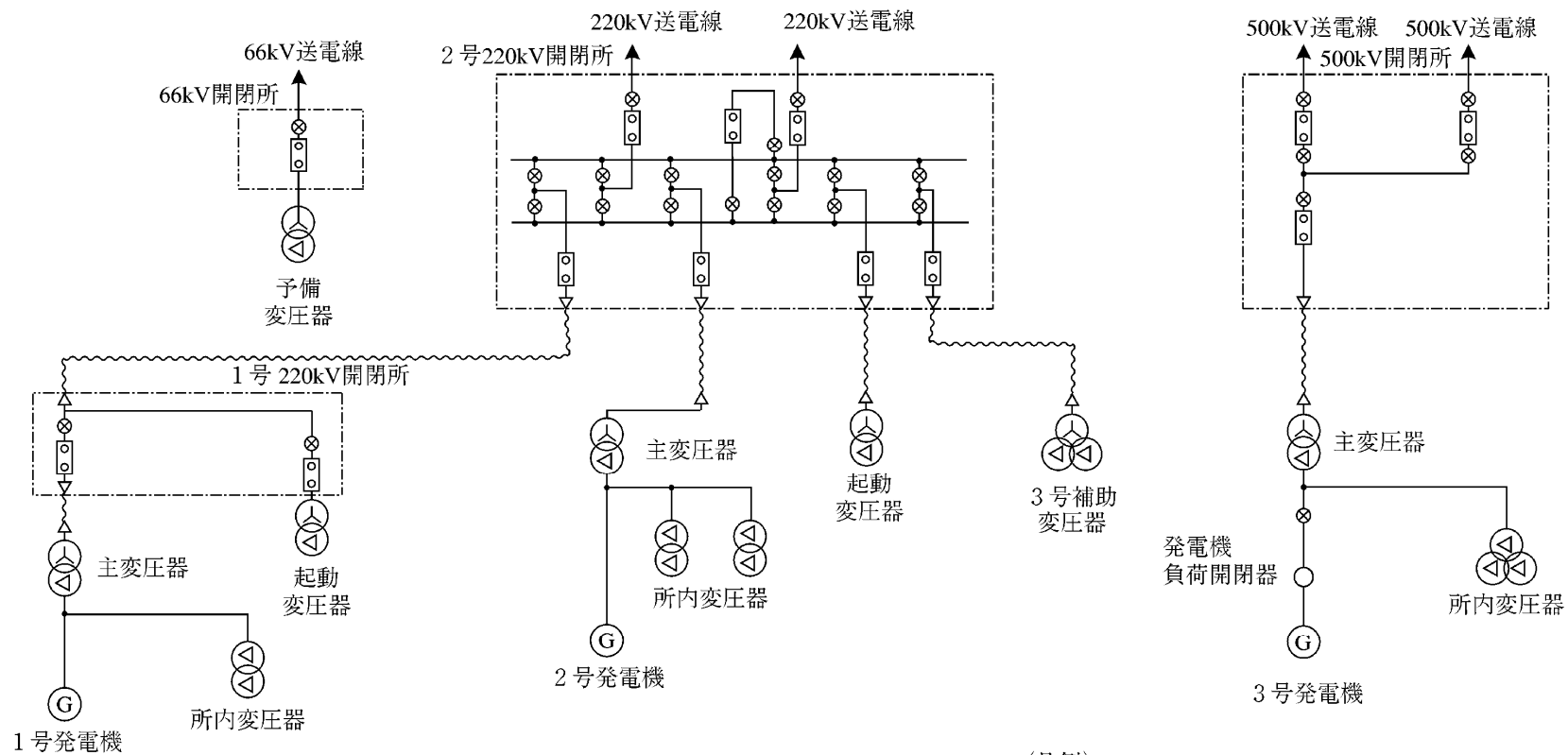
地震・津波の起因事象に対するイベントツリー（燃料プール）（緊急安全対策前）



送電系統一覽図

S2 添 5.4-1 R0

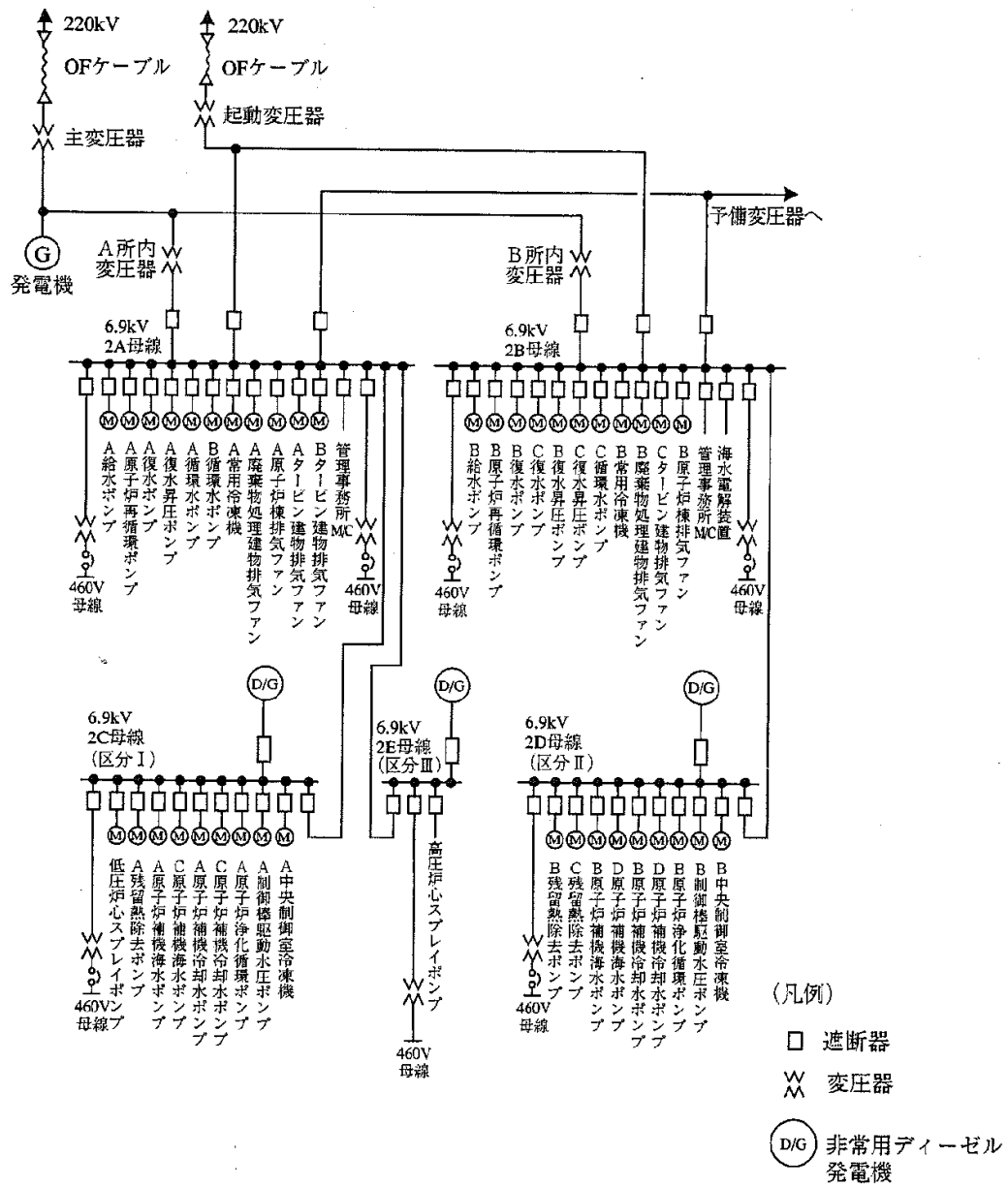
S2 添 5.4-2 R0



(凡例)

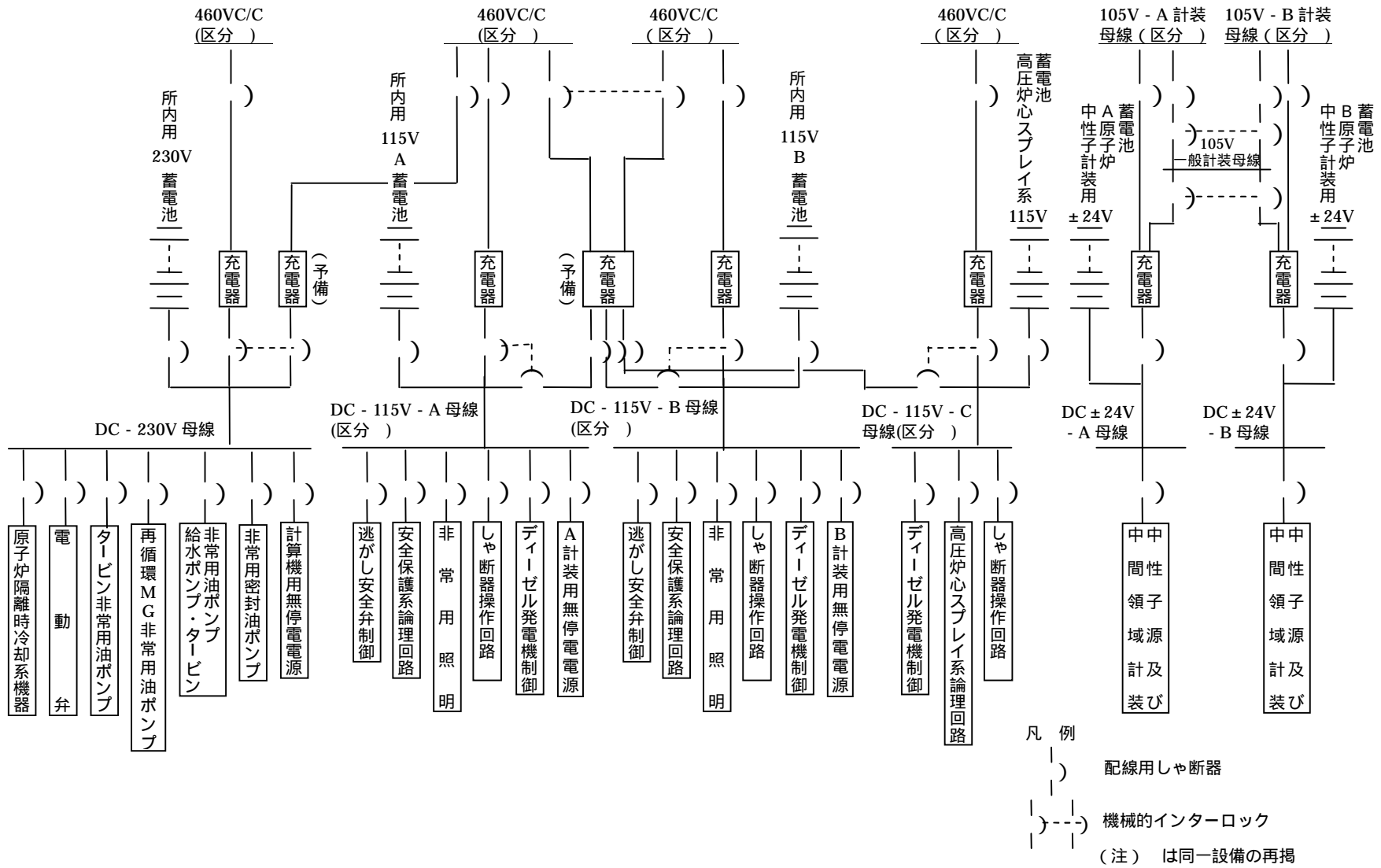
- ☐ 遮断器
- ⊗ 断路器
- ∩ ケーブル

開閉所単線結線図

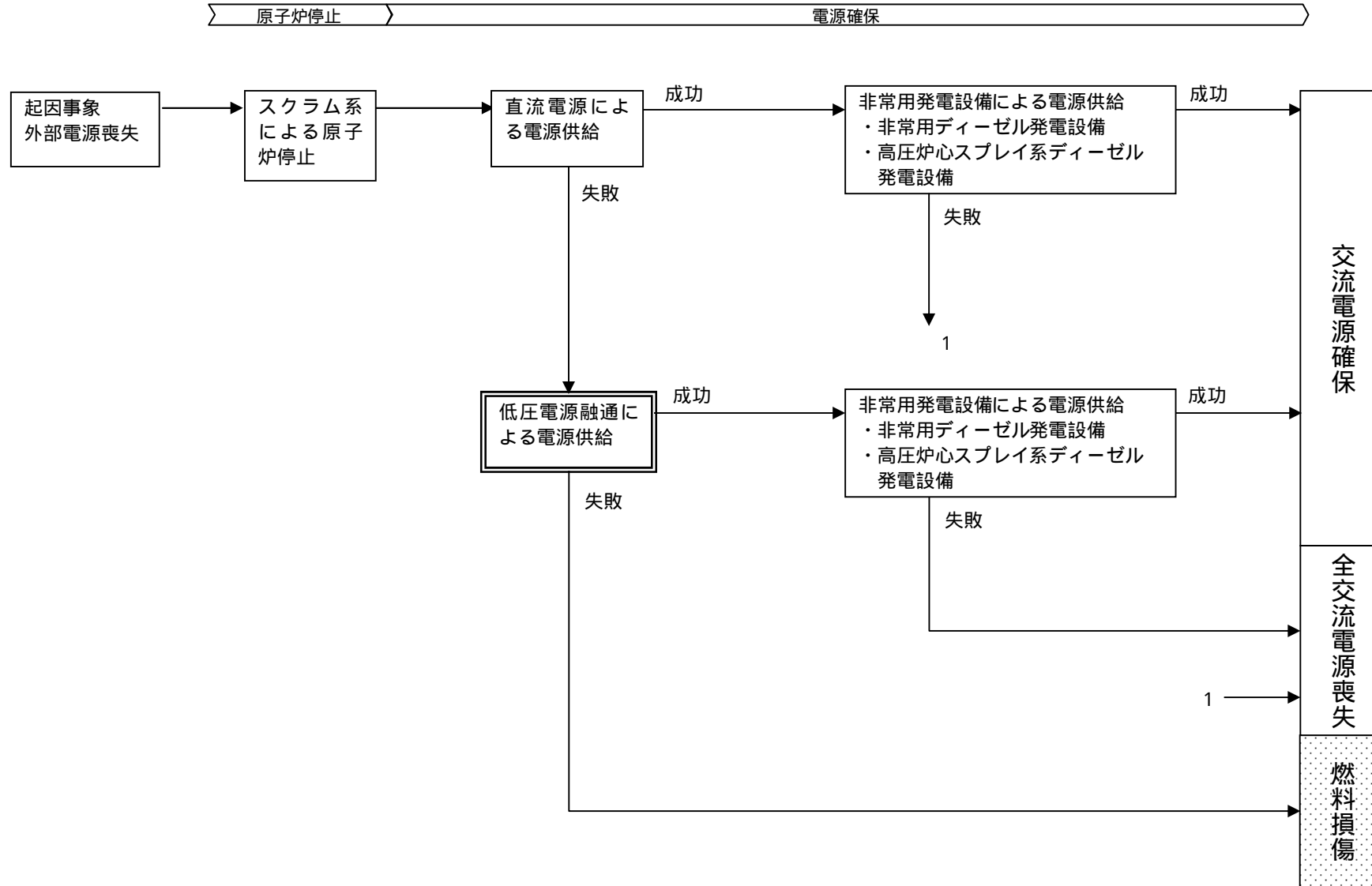


所内単線結線図

S2 添 5.4-3 R0

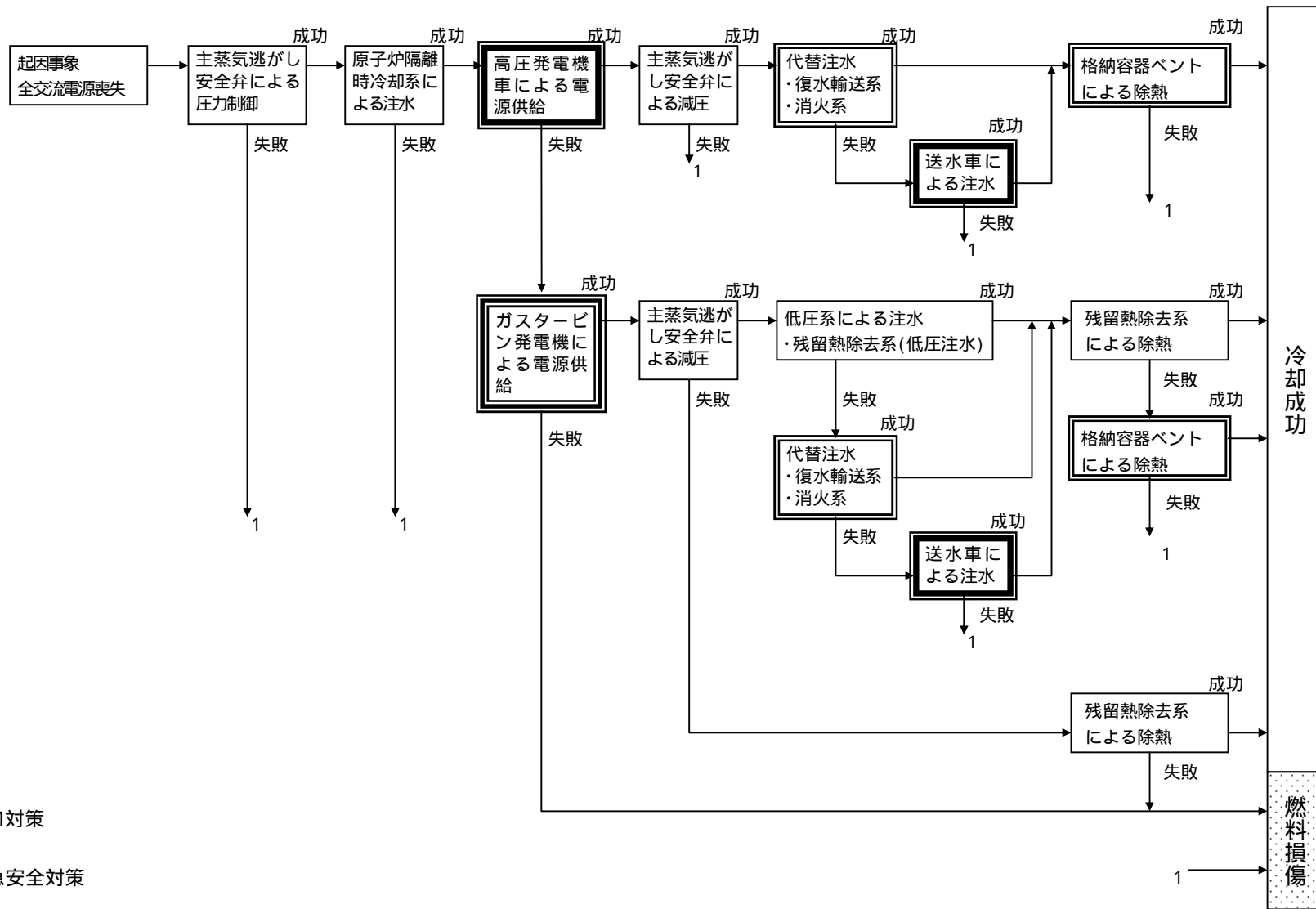


直流電源単線結線図



 : AM対策

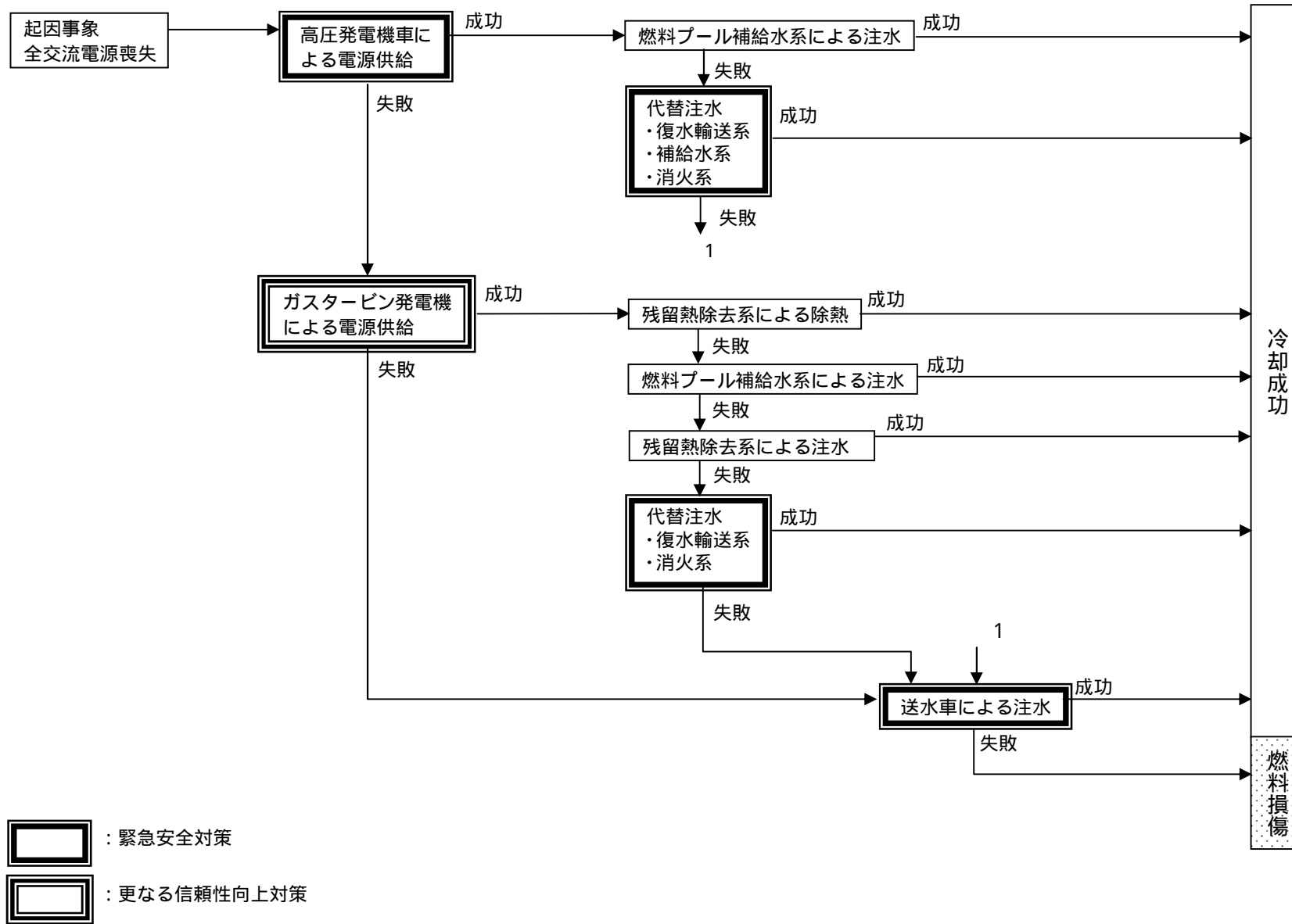
外部電源喪失から全交流電源喪失までのイベントツリー



- : AM対策
- : 緊急安全対策
- : 更なる信頼性向上対策

全交流電源喪失のイベントツリー(原子炉)

燃料プールの除熱・燃料プールへの注水



全交流電源喪失のイベントツリー(燃料プール)

S2 添 5.4-7 R0

設備の概要および保全内容 (1/2)

< 原子炉の注水機能 / 除熱機能 >

| 設備 | 保全内容 | 保全頻度 M：月，Y：年度 C：保全サイクル | 関連する機能 | 備考 |
|-------------|---------|------------------------------|---------------------------------------|-------------|
| 原子炉隔離時冷却ポンプ | 分解点検 | 78M | 原子炉隔離時冷却系による注水 | |
| | 機能・性能試験 | 6C | | |
| 残留熱除去ポンプ | 分解点検 | 91M | 低圧系による注水(残留熱除去系(低圧注水)) 残留熱除去系による除熱 | |
| | 機能・性能試験 | 7C | | |
| 原子炉補機冷却水ポンプ | 分解点検 | 52M | 低圧系による注水(残留熱除去系(低圧注水)) 残留熱除去系による除熱 | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | |
| 原子炉補機海水ポンプ | 分解点検 | 26M | | |
| | 機能・性能試験 | 1C | | |
| 原子炉格納容器ベント弁 | 分解点検 | 78M | 格納容器ベントによる除熱 | 手動操作可能 |
| 復水輸送ポンプ | 分解点検 | 52M | 代替注水(復水輸送系) | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | |
| 復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 原子炉隔離時冷却系による注水 代替注水(復水輸送系) | |
| 補助復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 代替注水(復水輸送系) | |
| 補給水ポンプ | 分解点検 | 5Y | 原子炉隔離時冷却系による注水 代替注水(復水輸送系) | 復水貯蔵タンクへの移送 |
| | 機能・性能試験 | 5Y | | |
| 純水タンク | 開放点検 | 10Y | | |
| 消火ポンプ | 分解点検 | 10Y | 代替注水(消火系) | |
| | 機能・性能試験 | 1Y | | |
| ろ過水タンク | 開放点検 | 10Y | | |
| 送水車 | 外観点検 | 6M | 送水車による注水 | |
| | 機能・性能試験 | 6M | | |
| 輪谷貯水槽 | 外観点検 | 1Y | | |

S2 添 5.4-7 R0

設備の概要および保全内容 (2/2)

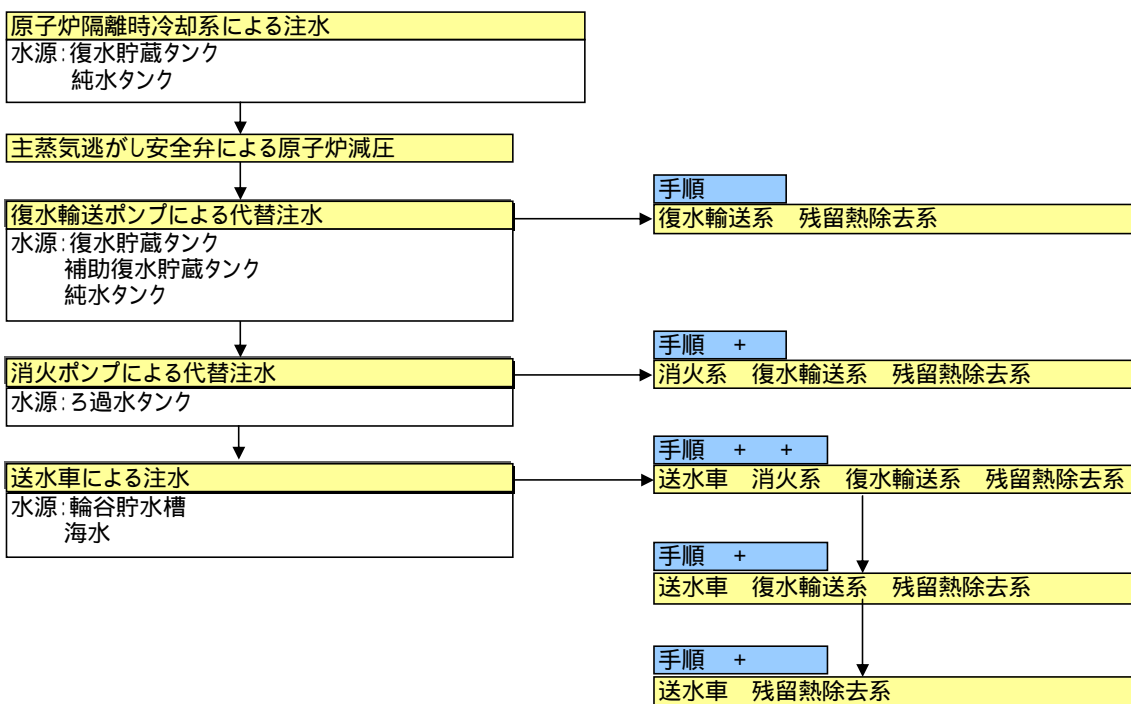
< 燃料プールの注水機能 / 除熱機能 >

| 設備 | 保全内容 | 保全頻度 M: 月, Y: 年度 C: 保全サイクル | 関連する機能 | 備考 | | |
|-------------|---------|----------------------------------|--------------------------------|---------------|----------------|--|
| 残留熱除去ポンプ | 分解点検 | 91M | 残留熱除去系による注水 残留熱除去系による除熱 | | | |
| | 機能・性能試験 | 7C | | | | |
| 原子炉補機冷却水ポンプ | 分解点検 | 52M | | | | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | | | |
| 原子炉補機海水ポンプ | 分解点検 | 26M | | | | |
| | 機能・性能試験 | 1C | | | | |
| 燃料プール補給水ポンプ | 分解点検 | 78M | | | 燃料プール補給水系による注水 | |
| | 機能・性能試験 | 6C | | | | |
| 復水輸送ポンプ | 分解点検 | 52M | | | 代替注水 (復水輸送系) | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | | | |
| 復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 燃料プール補給水系による注水 代替注水 (復水輸送系) | | | |
| 補助復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 代替注水 (復水輸送系) | | | |
| 補給水ポンプ | 分解点検 | 5Y | 燃料プール補給水系による注水 | : 復水貯蔵タンクへの移送 | | |
| | 機能・性能試験 | 5Y | 代替注水 (復水輸送系) | | | |
| 純水タンク | 開放点検 | 10Y | 代替注水 (補給水系) | | | |
| 消火ポンプ | 分解点検 | 10Y | 代替注水 (消火系) | | | |
| | 機能・性能試験 | 1Y | | | | |
| ろ過水タンク | 開放点検 | 10Y | | | | |
| 送水車 | 外観点検 | 6M | 送水車による注水 | | | |
| | 機能・性能試験 | 6M | | | | |
| 輪谷貯水槽 | 外観点検 | 1Y | | | | |

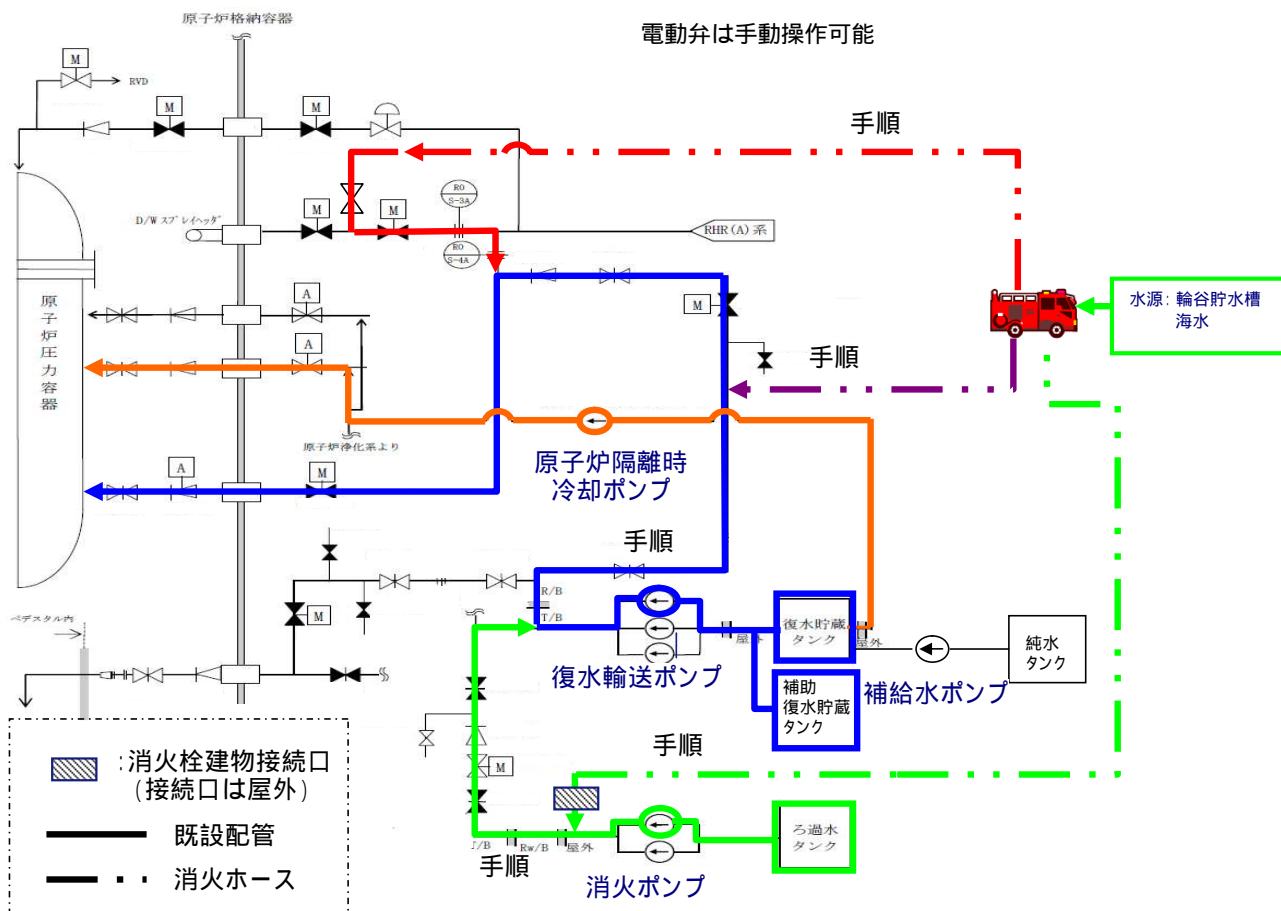
< 電源機能 >

| 設備 | 保全内容 | 保全頻度 M: 月, Y: 年度 C: 保全サイクル | 関連する機能 | 備考 |
|-----------|-----------------|----------------------------------|------------------|----|
| 115V 系蓄電池 | 機能・性能試験 | 1C | 原子炉隔離時冷却系による注水 | |
| 230V 系蓄電池 | 機能・性能試験 | 1C | | |
| 高圧発電機車 | 外観点検 機能・性能試験 | 1M | 高圧発電機車による電源供給 | |
| ガスタービン発電機 | 機能・性能試験 | 6M | ガスタービン発電機による電源供給 | |

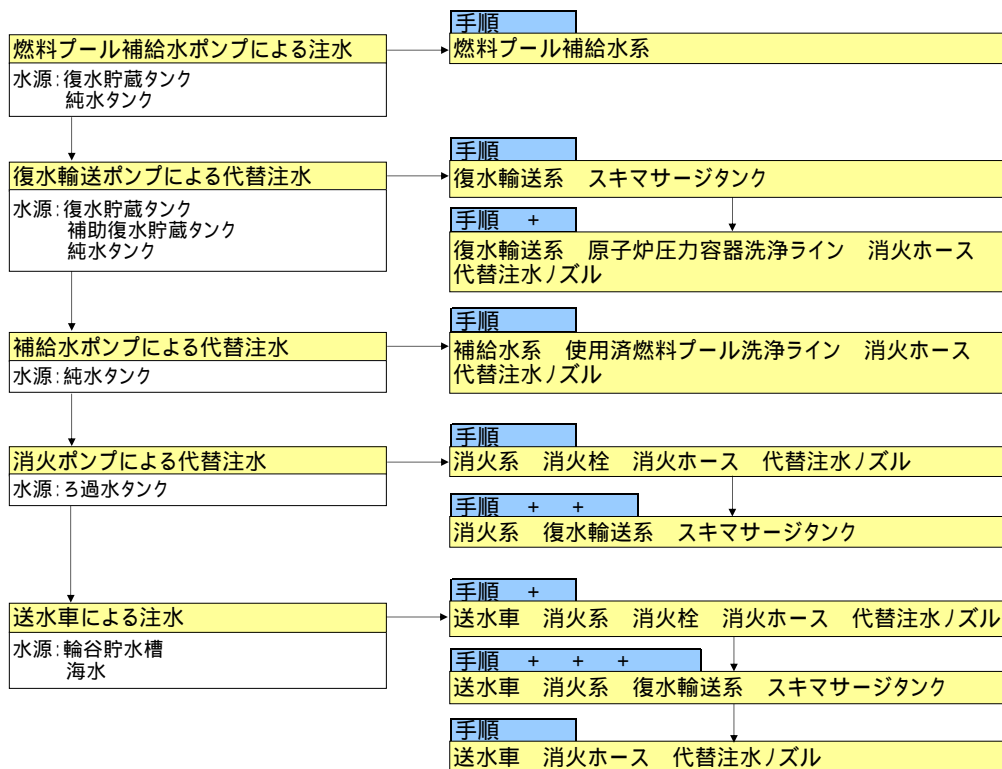
原子炉への注水手段および代替注水手段



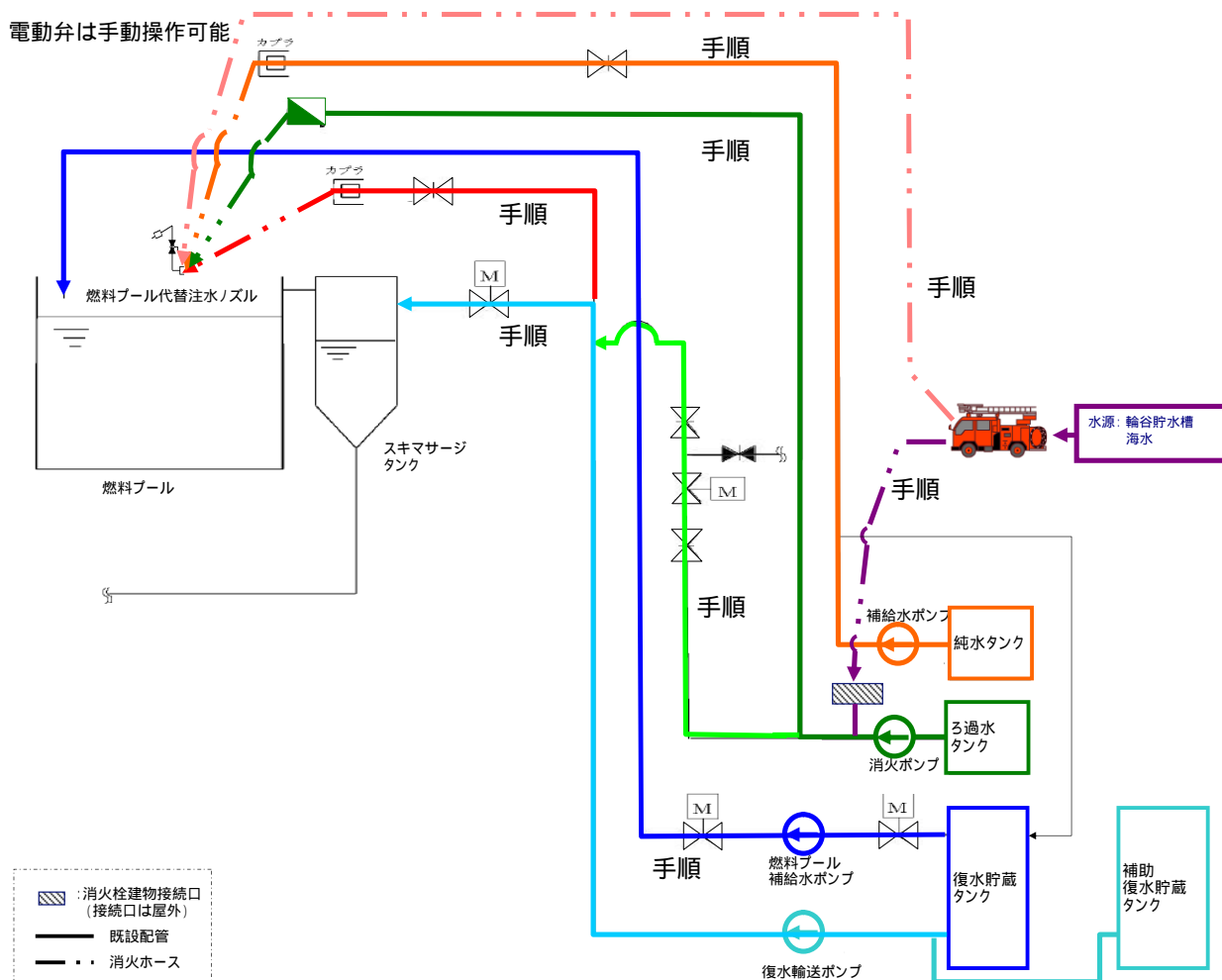
S2 添5.4-8 R0



燃料プールへの注水手段および代替注水手段



S2 添5.4-8 R0



崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量評価

1. 原子炉

(1) 評価方法

島根原子力発電所 2 号機（定格熱出力：2,436MW）の原子炉における崩壊熱は，ANSI/ANS-5.1-1979 のモデルを用いて評価した。

なお，ANSI/ANS-5.1-1979 に基づいて作成した崩壊熱曲線については，「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定，平成 4 年 6 月 11 日一部改訂）においてその使用が認められている。

(2) 評価条件

評価条件を表 1 に示す。

表 1 崩壊熱評価条件

| | |
|--------|---------------|
| 燃焼度 | 55,000MWd/t |
| 燃料型式 | 9 × 9 (A 型) |
| ウラン濃縮度 | 約 3.7wt% |

(3) 必要注水量の計算

原子炉からの崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量は，以下の式で計算した。

$$\text{必要注水量} [\text{m}^3/\text{h}] = \frac{\text{崩壊熱} [\text{kW}] \times 3,600}{\text{水の蒸発に必要な比エンタルピ} [\text{kJ}/\text{kg}] \times \text{水の密度} [\text{kg}/\text{m}^3]}$$

$$h: \text{水の蒸発に必要な比エンタルピ} = 2,474 [\text{kJ}/\text{kg}] \quad ^1$$

$$: \text{水の密度} = 1/v [\text{kg}/\text{m}^3]$$

$$(v: \text{水の比体積} = 0.00102042 [\text{m}^3/\text{kg}] \quad ^2)$$

1 飽和蒸気のエンタルピと 66 の飽和水のエンタルピの差 (1999 日本機械学会 蒸気表)

2 淡水源である復水貯蔵タンクの最高使用温度 (66) の水の物性値を使用
(1999 日本機械学会 蒸気表)

(4) 評価結果

原子炉の崩壊熱除去に必要な注水量の評価結果を図 1 に示す。

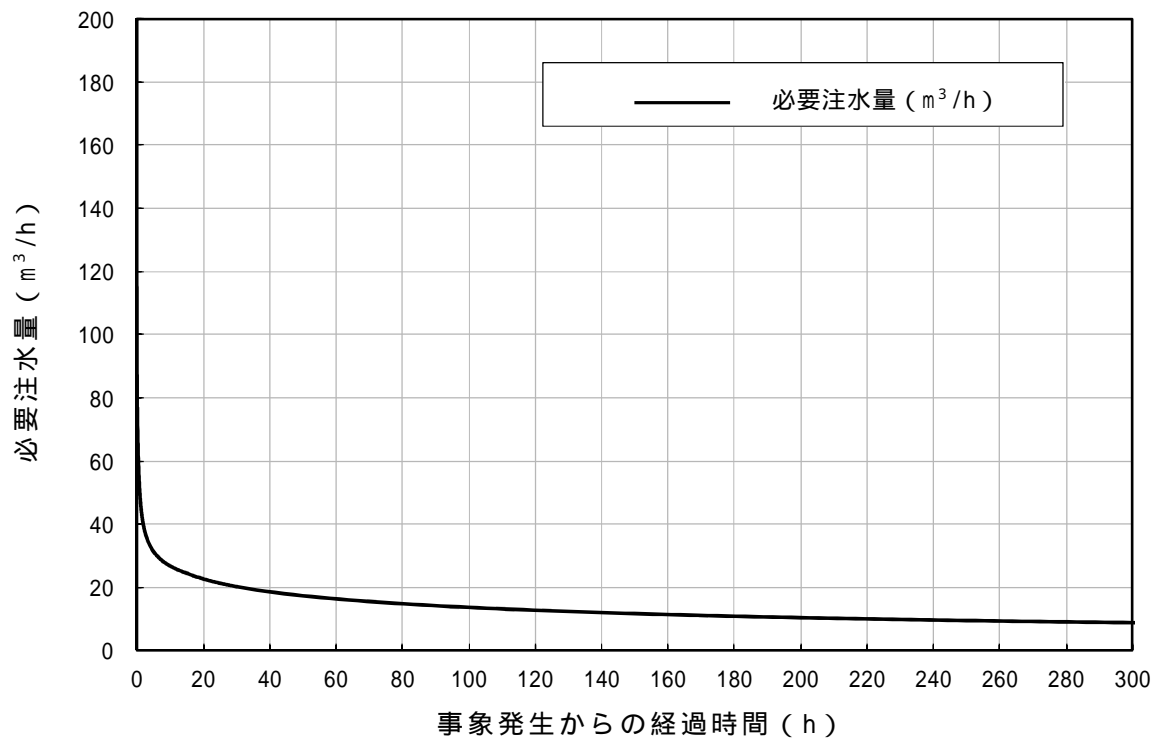


図 1 原子炉の崩壊熱除去に必要な注水量評価結果

2. 燃料プール

(1) 評価方法

島根原子力発電所 2 号機の燃料プールにおける崩壊熱は May-Witt の式を用いて評価した。

なお、May-Witt の式は島根原子力発電所の工事計画認可申請において、燃料プール冷却系の熱交換容量の設計評価に用いている。

(2) 評価条件

原子炉停止時および運転時の評価条件を表 1 に示す。

表 1 崩壊熱評価条件

| | 停止時 | 運転時 |
|---------|-------------------------|--------------------------|
| 運転期間 | 14 ヶ月 | |
| 停止期間 | 60 日 ¹ | |
| 使用済燃料体数 | 3,518 体 ² | 2,958 体 ³ |
| 評価開始日 | 原子炉停止 8 日後 ⁴ | 原子炉停止 60 日後 ⁵ |

(3) 必要注水量の計算

燃料プールからの崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量は、以下の式で計算する。

なお、必要注水量の評価においては、100 到達前の蒸発による蒸発量は考慮していない。

$$\text{必要注水量}[\text{m}^3/\text{h}] = \frac{\text{崩壊熱}[\text{kW}] \times 3,600}{\text{水の蒸発に必要な比エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] \times \text{水の密度}[\text{kg}/\text{m}^3]}$$

$$\text{水の蒸発に必要な比エンタルピ} = 2,399[\text{kJ}/\text{kg}]^6 \quad \text{水の密度} = 1/v[\text{kg}/\text{m}^3]$$

$$(v : \text{水の比体積} = 0.00102042[\text{m}^3/\text{kg}]^7)$$

- 1 発電機解列から併入までの期間であり、過去の定期検査の実績を踏まえ余裕をみた日数とした。
- 2 定期検査毎に取替体数分の使用済燃料がプールに貯蔵されているところに、至近の運転サイクルで照射された炉心の全燃料を燃料プールに取出し、全ての使用済燃料ラックに燃料が貯蔵されていることとした（1 取替分新燃料含む）。
- 3 2 に示す使用済燃料体数から、1 炉心分の燃料 560 体を炉心に装荷した残りの燃料が貯蔵されていることとした。
- 4 停止時については、全燃料取出完了日を評価開始日とした。定期検査開始から全燃料の取出完了までの期間については、過去の定期検査の実績を踏まえ余裕をみた 8 日とした。
- 5 運転時については、定期検査期間を 60 日とし、定期検査後の発電機併入を評価開始日とした。
- 6 100 の飽和蒸気のエンタルピと 66 の飽和水のエンタルピの差（1999 日本機械学会 蒸気表）
- 7 淡水源である復水貯蔵タンクの最高使用温度（66 ）の水の物性値を使用（1999 日本機械学会 蒸気表）

表2 燃料取出スキーム（停止時）

| 取出燃料 | 冷却期間 | 燃料数（%炉） | 崩壊熱（MW） |
|-------------------|------------------------------|---------|---------|
| 24 サイクル冷却済燃料 | 24 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 19.9 | 0.019 |
| 23 サイクル冷却済燃料 | 23 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.021 |
| 22 サイクル冷却済燃料 | 22 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.022 |
| 21 サイクル冷却済燃料 | 21 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.022 |
| 20 サイクル冷却済燃料 | 20 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.023 |
| 19 サイクル冷却済燃料 | 19 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.024 |
| 18 サイクル冷却済燃料 | 18 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.025 |
| 17 サイクル冷却済燃料 | 17 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.026 |
| 16 サイクル冷却済燃料 | 16 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.027 |
| 15 サイクル冷却済燃料 | 15 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.028 |
| 14 サイクル冷却済燃料 | 14 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.030 |
| 13 サイクル冷却済燃料 | 13 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.031 |
| 12 サイクル冷却済燃料 | 12 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.033 |
| 11 サイクル冷却済燃料 | 11 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.035 |
| 10 サイクル冷却済燃料 | 10 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.038 |
| 9 サイクル冷却済燃料 | 9 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.041 |
| 8 サイクル冷却済燃料 | 8 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.045 |
| 7 サイクル冷却済燃料 | 7 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.050 |
| 6 サイクル冷却済燃料 | 6 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.056 |
| 5 サイクル冷却済燃料 | 5 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.065 |
| 4 サイクル冷却済燃料 | 4 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.076 |
| 3 サイクル冷却済燃料 | 3 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.095 |
| 2 サイクル冷却済燃料 | 2 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.128 |
| 1 サイクル冷却済燃料 | 1 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 22.1 | 0.203 |
| 定検時取出燃料（5 サイクル照射） | 0 × (14 ヶ月 + 60 日) + 8 日 | 100 | 7.153 |
| 崩壊熱合計 | 崩壊熱：8.318MW（照射済燃料体数：628.2%炉） | | |

表3 燃料取出スキーム（運転時）

| 取出燃料 | 冷却期間 | 燃料数（%炉） | 崩壊熱（MW） |
|-------------------|------------------------------|---------|---------|
| 23 サイクル冷却済燃料 | 23 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 19.9 | 0.019 |
| 22 サイクル冷却済燃料 | 22 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.022 |
| 21 サイクル冷却済燃料 | 21 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.022 |
| 20 サイクル冷却済燃料 | 20 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.023 |
| 19 サイクル冷却済燃料 | 19 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.024 |
| 18 サイクル冷却済燃料 | 18 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.025 |
| 17 サイクル冷却済燃料 | 17 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.026 |
| 16 サイクル冷却済燃料 | 16 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.026 |
| 15 サイクル冷却済燃料 | 15 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.028 |
| 14 サイクル冷却済燃料 | 14 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.030 |
| 13 サイクル冷却済燃料 | 13 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.031 |
| 12 サイクル冷却済燃料 | 12 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.033 |
| 11 サイクル冷却済燃料 | 11 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.035 |
| 10 サイクル冷却済燃料 | 10 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.037 |
| 9 サイクル冷却済燃料 | 9 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.041 |
| 8 サイクル冷却済燃料 | 8 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.044 |
| 7 サイクル冷却済燃料 | 7 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.050 |
| 6 サイクル冷却済燃料 | 6 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.055 |
| 5 サイクル冷却済燃料 | 5 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.063 |
| 4 サイクル冷却済燃料 | 4 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.074 |
| 3 サイクル冷却済燃料 | 3 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.093 |
| 2 サイクル冷却済燃料 | 2 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.123 |
| 1 サイクル冷却済燃料 | 1 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 22.1 | 0.191 |
| 定検時取出燃料（5 サイクル照射） | 0 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 11.4 | 0.333 |
| 定検時取出燃料（4 サイクル照射） | 0 × (14 ヶ月 + 60 日) + 60 日 | 10.7 | 0.304 |
| 崩壊熱合計 | 崩壊熱：1.754MW（照射済燃料体数：528.2%炉） | | |

S2 添 5.4-9 R0

(4) 評価結果

原子炉停止時および運転時における燃料プールの必要注水量の評価結果を表4に示す。

表4 燃料プールの必要注水量評価結果

| | 注水量[m ³ /h] | 崩壊熱[MW] |
|-----|------------------------|---------|
| 停止時 | 12.7 | 8.318 |
| 運転時 | 2.7 | 1.754 |

3. 水源枯渇時間評価

(1) 島根原子力発電所の淡水源の使用可能量 および使用割当て

a. 運転時

| 水源 | 1号機 | 2号機 | 3号機 |
|---------------|-----------------------|-----------------------|---------------------|
| 復水貯蔵タンク | 1,380m ³ | 1,202m ³ | 1,274m ³ |
| 補助復水貯蔵 タンク | - | 1,249m ³ | 1,292m ³ |
| 純水タンク | 618m ³ | | 571.2m ³ |
| ろ過水タンク | 1,881.6m ³ | 2,263.8m ³ | 530.5m ³ |
| 輪谷貯水槽 | 10,800m ³ | | |

b. 停止時

| 水源 | 1号機 | 2号機 | 3号機 |
|---------------|-----------------------|-----------------------|---------------------|
| 復水貯蔵タンク | 75m ³ | 110m ³ | 92m ³ |
| 補助復水貯蔵 タンク | - | 49m ³ | 92m ³ |
| 純水タンク | 618m ³ | | 571.2m ³ |
| ろ過水タンク | 1,881.6m ³ | 2,263.8m ³ | 530.5m ³ |
| 輪谷貯水槽 | 10,800m ³ | | |

運用管理レベルの下端から各ポンプの運転可能レベルまでを使用可能量とした。

(2) 原子炉運転時の評価

原子炉へは，事象発生直後から注水を開始し，燃料プールは，事象発生後，燃料プールのプール水温が 100 に到達する約 1.6 日後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|-----------------------|-------------------------|---------------|
| (1)復水貯蔵タンク | 1,202 | 約 1.6 日 |
| (2)純水タンク ¹ | 618 | 約 1.1 日 |
| (3)補助復水貯蔵タンク | 1,249 | 約 2.8 日 |
| (4)ろ過水タンク | 2,263.8 | 約 5.6 日 |
| (5)輪谷貯水槽 ² | 10,800 | 約 5.1 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 16 日 |

- 1 純水タンクは島根 1，2 号機で共用であるため，島根 1 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。
- 2 輪谷貯水槽は島根 1，2，3 号機で共用であり，島根 1，3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

(3) 原子炉停止時の評価

燃料プールは，事象発生後，燃料プールのプール水温が 100 に到達する約 8 時間後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|-----------------------|-------------------------|---------------------|
| 燃料プールへの注水開始までの時間 | | 約 0.3 日 (約 8 時間) |
| (1)復水貯蔵タンク | 110 | 約 0.3 日 |
| (2)純水タンク ¹ | 618 | 約 2.0 日 |
| (3)補助復水貯蔵タンク | 49 | 約 0.1 日 |
| (4)ろ過水タンク | 2,263.8 | 約 7.4 日 |
| (5)輪谷貯水槽 ² | 10,800 | 約 6.2 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 16 日 |

- 1 純水タンクは島根 1，2 号機で共用であるため，島根 1 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。
- 2 輪谷貯水槽は島根 1，2，3 号機で共用であり，島根 1，3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

電源機能継続時間評価

発電所構内に保有されている燃料（軽油）の保有量と高圧発電機車および送水車等の燃料消費量から電源機能継続時間を評価する。

なお，電源機能継続時間評価は，高圧発電機車および送水車等が同時に運転継続すると想定して評価する。

1. 燃料（軽油）の保有量

発電所構内にある燃料（軽油）の保有量を以下に示す。

| 号機 | タンク | 保有量 (kl) | 保有量の考え方 |
|-----|----------------------|----------|--|
| 1号機 | 燃料小出槽 (A / B) | 0.32 | 保安規定記載値 0.16m ³ 以上 / 1基 |
| | 燃料油貯蔵タンク (A / B) | 82 | 保安規定記載値 41m ³ 以上 / 1基 |
| 2号機 | 燃料デイトank (A / B) | 26.9 | 保安規定記載値 13.45m ³ 以上 / 1基 |
| | HPCS燃料デイトank | 7.7 | 保安規定記載値 7.7m ³ 以上 / 1基 |
| | 燃料貯蔵タンク (A / B) | 279.2 | 保安規定記載値 139.6m ³ 以上 / 1基 |
| | HPCS燃料貯蔵タンク | 159.5 | 保安規定記載値 159.5m ³ 以上 / 1基 |
| 3号機 | 燃料デイトank (A / B / C) | 34.35 | 保安規定記載値 1,960mm 以上 / 1基 |
| | 軽油タンク (A / B) | 961.8 | 保安規定記載値 6,630mm 以上 / 1基 |
| 共用 | ガスタービン発電機用軽油タンク | 200 | 手順書記載値 200kl 以上 |
| 合計 | | 1,751.77 | |

2. 燃料（軽油）を必要とする設備およびその燃料消費量

(1) 高圧発電機から電源供給する場合

高圧発電機から電源供給する場合に燃料（軽油）を必要とする設備とその燃料消費量を以下に示す。

| 対象設備 | 台数 | 燃料消費量 (l/h) | 備考 |
|-------------------------|----|-------------|---------------|
| 高圧発電機 1,000kVA | 1 | 223.7 | |
| 高圧発電機 500kVA | 3 | 360 | 1台あたり 120 l/h |
| 高圧発電機 500kVA | 1 | 134 | |
| 可搬式発電機 400kVA | 1 | 101.1 | |
| 送水車 | 1 | 60 | |
| 送水車 | 1 | 24 | |
| 送水車 | 1 | 21 | |
| 化学消防車 | 1 | 27.5 | |
| タンクローリ | 1 | 7.7 | |
| タンクローリ | 1 | 9.4 | |
| 燃料採取用中間ポンプ駆動用 コンプレッサ | 2 | 12 | 1台あたり 6 l/h |
| 合計 | | 約 1,100 | |

(2) ガスタービン発電機から電源供給する場合

ガスタービン発電機から電源供給する場合に燃料（軽油）を必要とする設備とその燃料消費量を以下に示す。

| 対象設備 | 台数 | 燃料消費量 (l/h) | 備考 |
|-------------------------|----|-------------|-----------------------|
| ガスタービン発電機 14,000kVA | 2 | 3,301.2 | 1基は予備のため 1基分の燃料消費量 |
| 可搬式発電機 400kVA | 1 | 101.1 | |
| 送水車 | 1 | 60 | |
| 送水車 | 1 | 24 | |
| 送水車 | 1 | 21 | |
| 化学消防車 | 1 | 27.5 | |
| タンクローリ | 1 | 7.7 | |
| タンクローリ | 1 | 9.4 | |
| 燃料採取用中間ポンプ駆動用 コンプレッサ | 2 | 12 | 1台あたり 6 l/h |
| 合計 | | 約 3,600 | |

3. 電源機能継続時間の評価

発電所構内に保有している燃料（軽油）と燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量から電源機能継続時間を以下のとおり評価する。

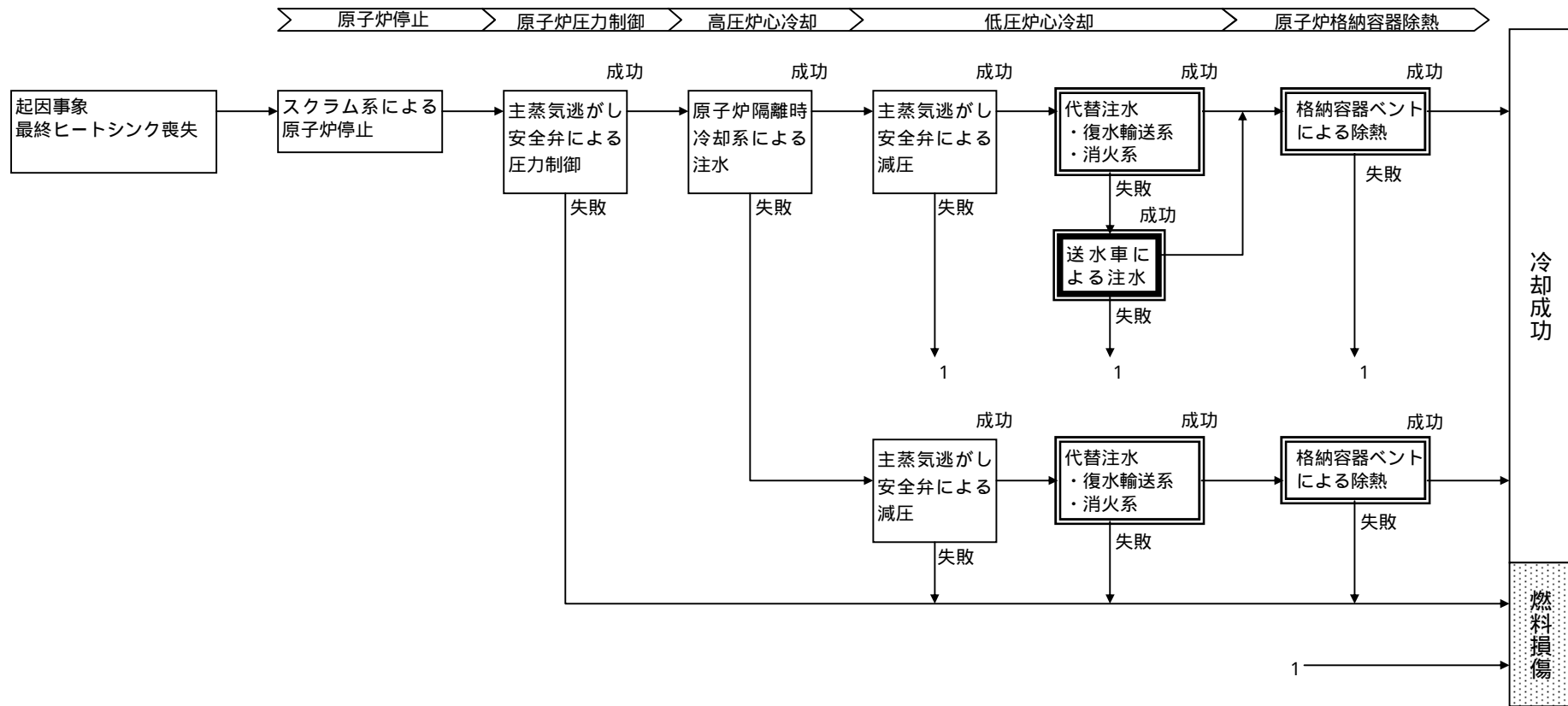
(1) 高圧発電機車から電源供給する場合

$$1,551.77\text{kl} / (1.1\text{kl/h} \times 24\text{h}) = \text{約 } 58 \text{ 日}$$

(2) ガスタービン発電機から電源供給する場合

$$1,751.77\text{kl} / (3.6\text{kl/h} \times 24\text{h}) = \text{約 } 20 \text{ 日}$$

- 1 ガスタービン発電機用軽油タンク 200kl を除く

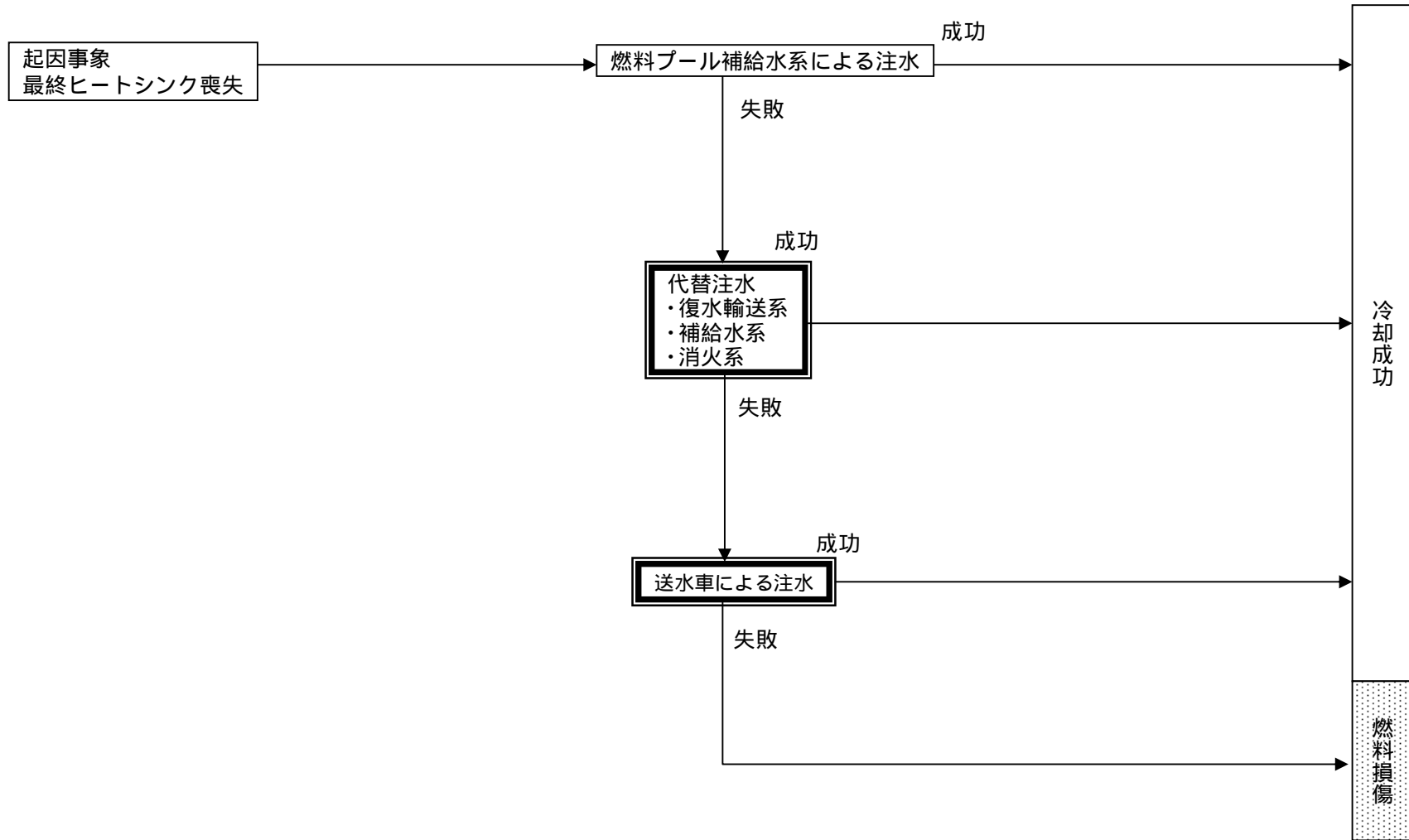



▭ : 緊急安全対策

▭ : AM対策

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー (原子炉)

燃料プールへの注水



 : 緊急安全対策

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー（燃料プール）

S2 添 5.5-2 R0

設備の概要および保全内容 (1/2)

< 原子炉の注水機能 / 除熱機能 >

| 設備 | 保全内容 | 保全頻度 M：月，Y：年度 C：保全サイクル | 関連する機能 | 備考 |
|---------------|---------|------------------------------|-------------------------------|-------------|
| 原子炉隔離時冷却ポンプ | 分解点検 | 78M | 原子炉隔離時冷却系による注水 | |
| | 機能・性能試験 | 6C | | |
| 原子炉格納容器ベント弁 | 分解点検 | 78M | 格納容器ベントによる除熱 | 手動操作可能 |
| 復水輸送ポンプ | 分解点検 | 52M | 代替注水（復水輸送系） | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | |
| 復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 原子炉隔離時冷却系による注水 代替注水（復水輸送系） | |
| 補助復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 代替注水（復水輸送系） | |
| 補給水ポンプ | 分解点検 | 5Y | 原子炉隔離時冷却系による注水 代替注水（復水輸送系） | 復水貯蔵タンクへの移送 |
| | 機能・性能試験 | 5Y | | |
| 純水タンク | 開放点検 | 10Y | | |
| 消火ポンプ | 分解点検 | 10Y | 代替注水（消火系） | |
| | 機能・性能試験 | 1Y | | |
| ろ過水タンク | 開放点検 | 10Y | | |
| 送水車 | 外観点検 | 6M | 送水車による注水 | |
| | 機能・性能試験 | 6M | | |
| 輪谷貯水槽 | 外観点検 | 1Y | | |
| 残留熱除去ポンプ | 分解点検 | 91M | 原子炉の除熱 | |
| | 機能・性能試験 | 7C | | |
| 原子炉補機冷却水ポンプ | 分解点検 | 52M | | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | |
| 可搬式ディーゼル駆動ポンプ | 外観点検 | 6M | | |
| | 機能・性能試験 | 6M | | |

S2 添 5.5-2 R0

設備の概要および保全内容 (2/2)

< 燃料プールの注水機能 / 除熱機能 >

| 設備 | 保全内容 | 保全頻度 M：月，Y：年度 C：保全サイクル | 関連する機能 | 備考 |
|---------------|---------|------------------------------|---------------------------------|--------------|
| 燃料プール補給水ポンプ | 分解点検 | 78M | 燃料プール補給水ポンプによる注水 | |
| | 機能・性能試験 | 6C | | |
| 復水輸送ポンプ | 分解点検 | 52M | 代替注水（復水輸送系） | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | |
| 復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 燃料プール補給水ポンプによる注水 代替注水（復水輸送系） | |
| 補助復水貯蔵タンク | 開放点検 | 26M | 代替注水（復水輸送系） | |
| 補給水ポンプ | 分解点検 | 5Y | 燃料プール補給水ポンプによる注水 代替注水（復水輸送系） | ：復水貯蔵タンクへの移送 |
| | 機能・性能試験 | 5Y | | |
| 純水タンク | 開放点検 | 10Y | 代替注水（補給水系） | |
| 消火ポンプ | 分解点検 | 10Y | 代替注水（消火系） | |
| | 機能・性能試験 | 1Y | | |
| ろ過水タンク | 開放点検 | 10Y | | |
| 送水車 | 外観点検 | 6M | 送水車による注水 | |
| | 機能・性能試験 | 6M | | |
| 輪谷貯水槽 | 外観点検 | 1Y | | |
| 残留熱除去ポンプ | 分解点検 | 91M | 燃料プールの除熱 | |
| | 機能・性能試験 | 7C | | |
| 原子炉補機冷却水ポンプ | 分解点検 | 52M | | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | |
| 燃料プール冷却水ポンプ | 分解点検 | 52M | | |
| | 機能・性能試験 | 4C | | |
| 可搬式ディーゼル駆動ポンプ | 外観点検 | 6M | | |
| | 機能・性能試験 | 6M | | |

除熱機能継続時間評価

発電所構内に保有されている燃料（軽油）の保有量と送水車および可搬式ディーゼル駆動ポンプ等の燃料消費量から除熱機能継続時間を評価する。

なお，除熱機能継続時間評価は，送水車および可搬式ディーゼル駆動ポンプ等が同時に運転継続すると想定して評価する。

1. 燃料（軽油）の保有量

発電所構内にある燃料（軽油）の保有量を以下に示す。

| 号機 | タンク | 保有量(kl) | 保有量の考え方 |
|-----|--------------------|----------|--|
| 1号機 | 燃料小出槽（A / B） | 0.32 | 保安規定記載値 0.16m ³ 以上 / 1基 |
| | 燃料油貯蔵タンク（A / B） | 82 | 保安規定記載値 41m ³ 以上 / 1基 |
| 2号機 | 燃料デイトンク（A / B） | 26.9 | 保安規定記載値 13.45m ³ 以上 / 1基 |
| | H P C S 燃料デイトンク | 7.7 | 保安規定記載値 7.7m ³ 以上 / 1基 |
| | 燃料貯蔵タンク（A / B） | 279.2 | 保安規定記載値 139.6m ³ 以上 / 1基 |
| | H P C S 燃料貯蔵タンク | 159.5 | 保安規定記載値 159.5m ³ 以上 / 1基 |
| 3号機 | 燃料デイトンク（A / B / C） | 34.35 | 保安規定記載値 1,960mm 以上 / 1基 |
| | 軽油タンク（A / B） | 961.8 | 保安規定記載値 6,630mm 以上 / 1基 |
| 合計 | | 1,551.77 | |

2. 燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量

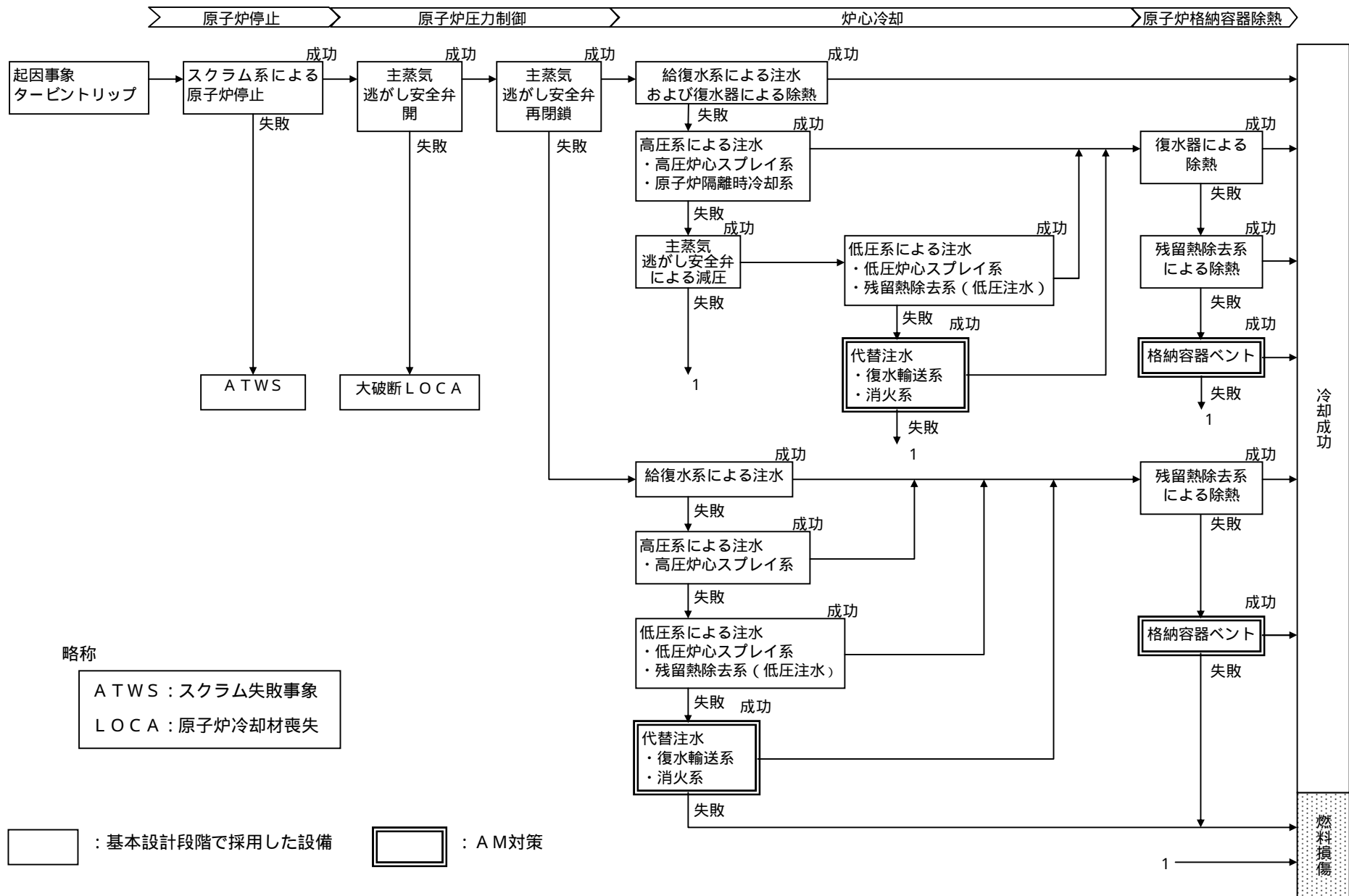
可搬式ディーゼル駆動ポンプおよび送水車等の燃料（軽油）を必要とする設備とその燃料消費量を以下に示す。

| 対象設備 | 台数 | 燃料消費量（l/h） | 備考 |
|-------------------------|----|------------|----------------|
| 可搬式ディーゼル駆動ポンプ | 2 | 80 | 1台あたり 40 l/h |
| 可搬式発電機 400kVA | 1 | 101.1 | |
| 水中ポンプ用ディーゼル発電機 | 3 | 110.4 | 1台あたり 36.8 l/h |
| 送水車 | 1 | 60 | |
| 送水車 | 1 | 24 | |
| 送水車 | 1 | 21 | |
| 化学消防車 | 1 | 27.5 | |
| タンクローリ | 1 | 7.7 | |
| タンクローリ | 1 | 9.4 | |
| 燃料採取用中間ポンプ駆動用 コンプレッサ | 2 | 12 | 1台あたり 6 l/h |
| 合計 | | 約 600 | |

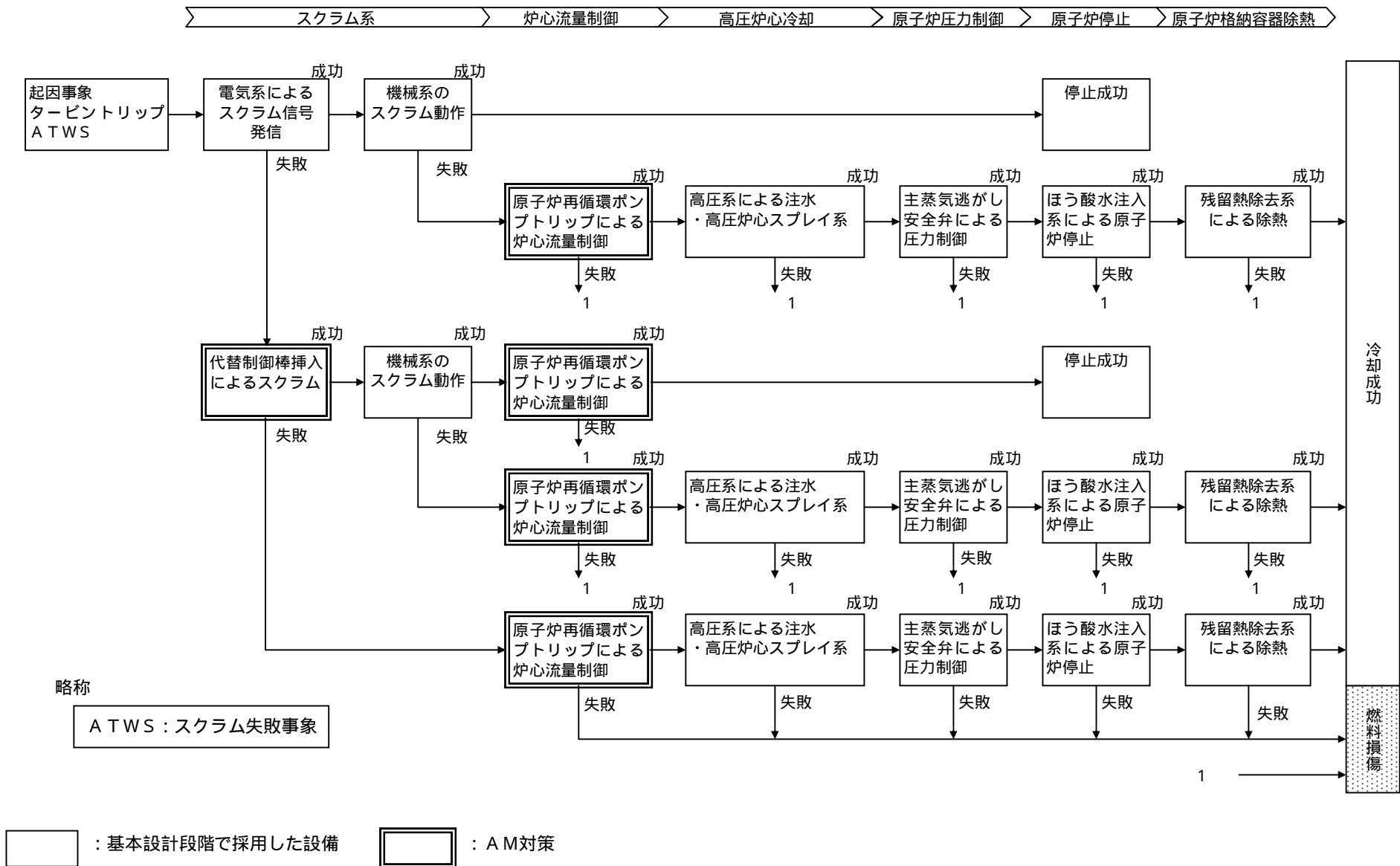
3. 除熱機能継続時間

発電所構内に保有している燃料（軽油）と燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量から除熱機能継続時間を以下のとおり評価する。

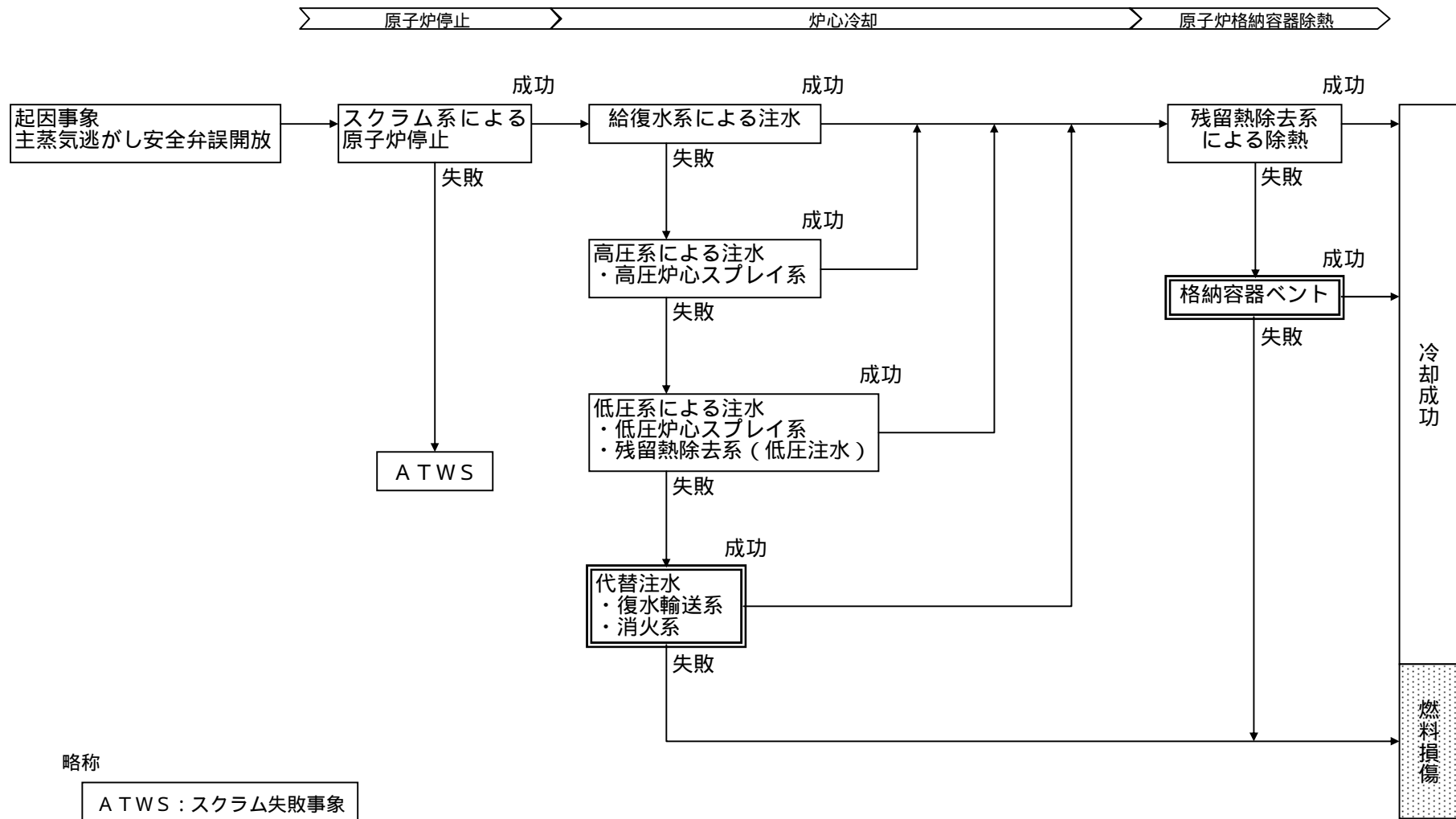
$$1,551.77\text{kl} / (0.6\text{kl/h} \times 24\text{h}) = \text{約 } 107 \text{ 日}$$



タービントリップのイベントツリー



タービントリップATWSのイベントツリー



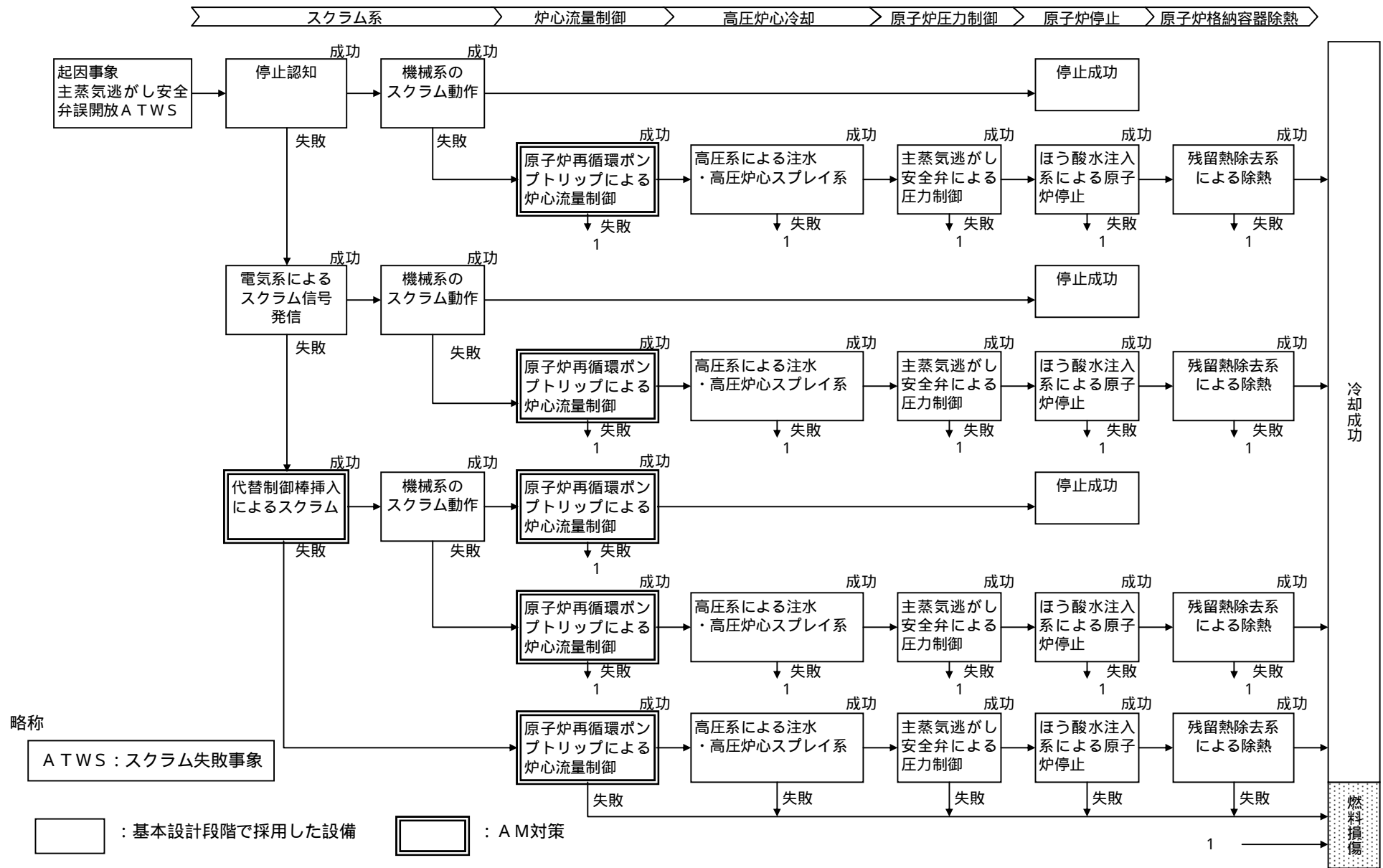
略称

ATWS : スクラム失敗事象

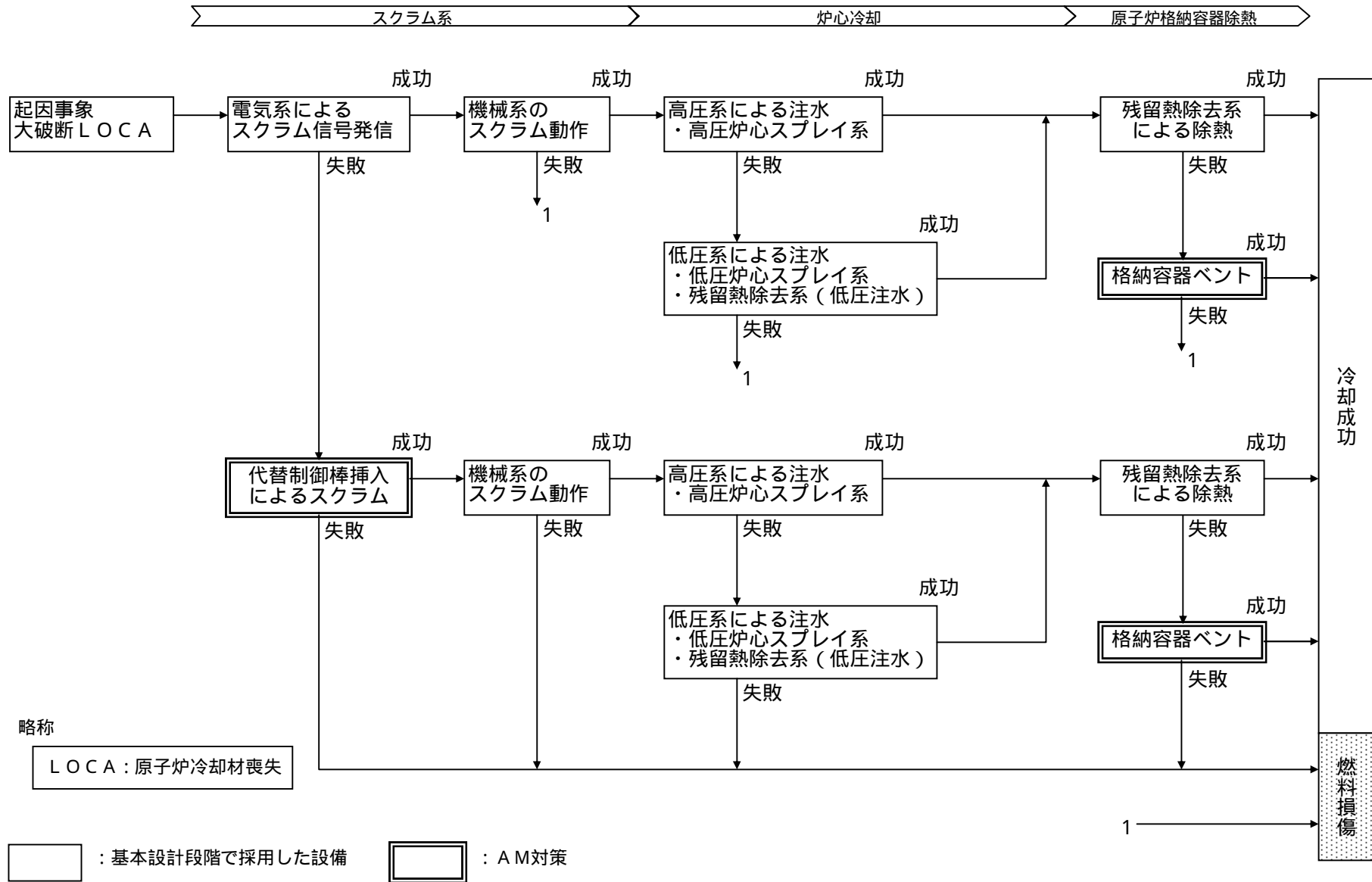
□ : 基本設計段階で採用した設備

□□ : AM対策

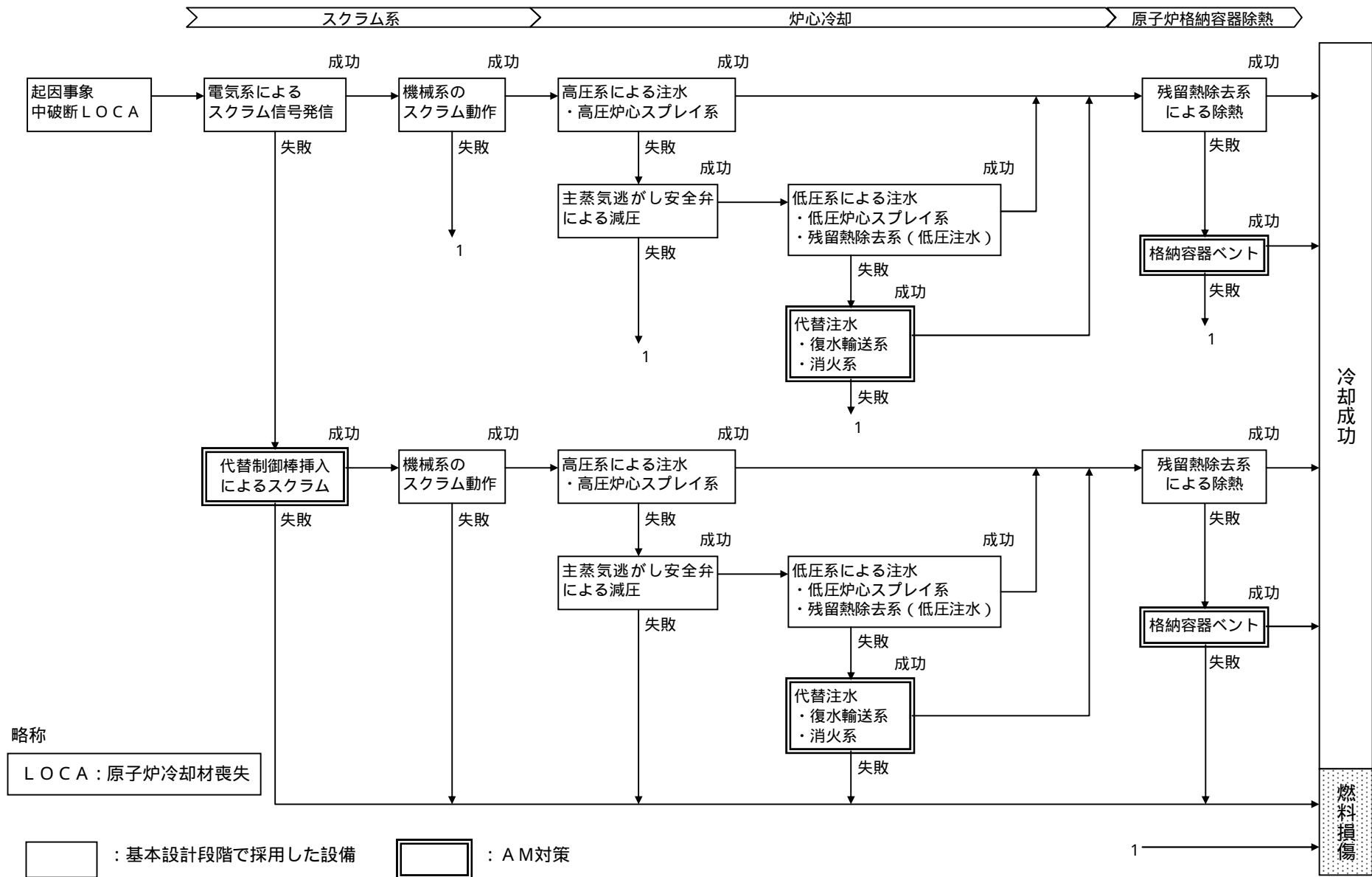
主蒸気逃がし安全弁誤開放のイベントツリー



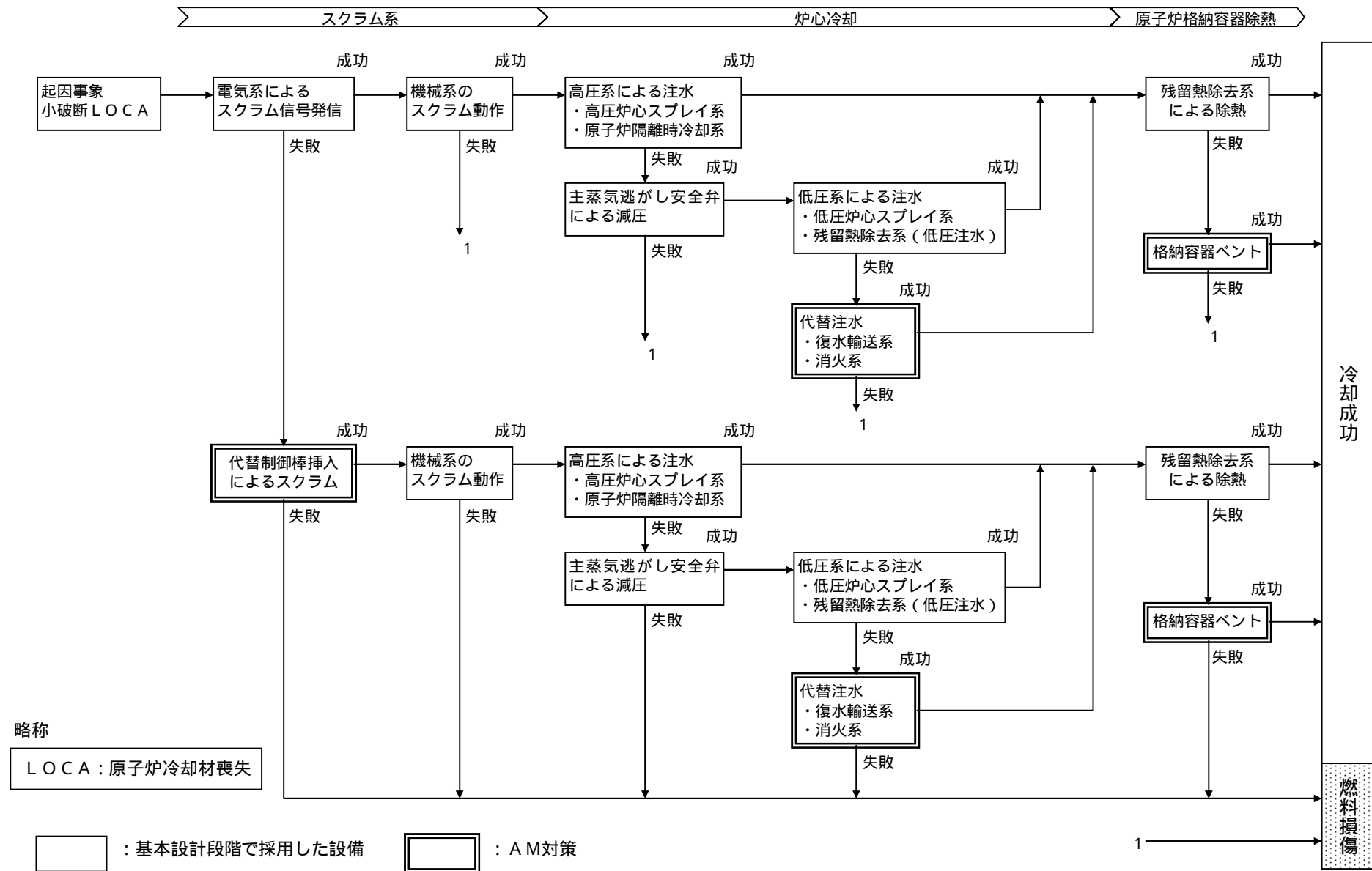
主蒸気逃がし安全弁誤開放 A T W S のイベントツリー



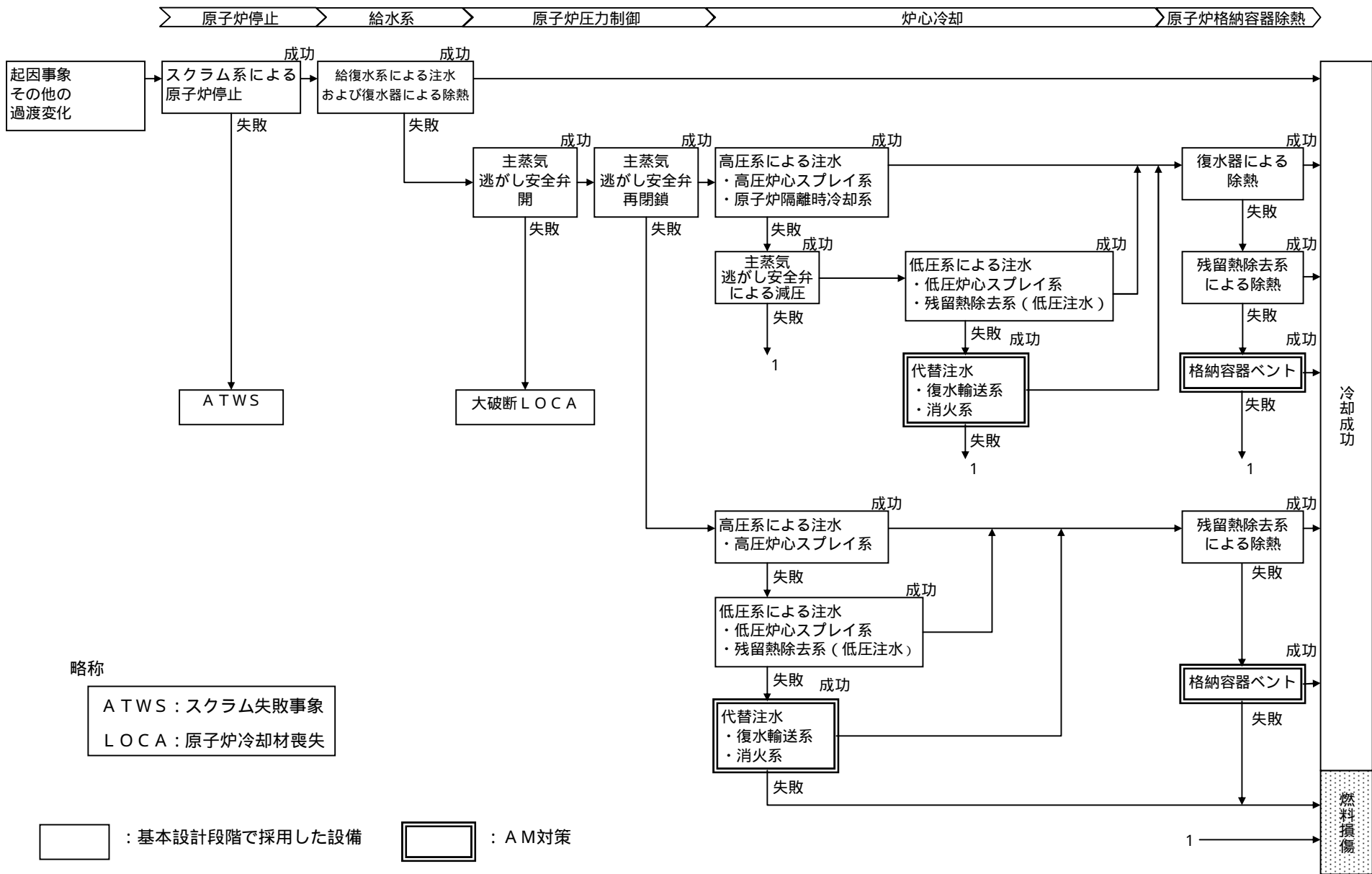
大破断 LOCA (ATWS 含む) のイベントツリー



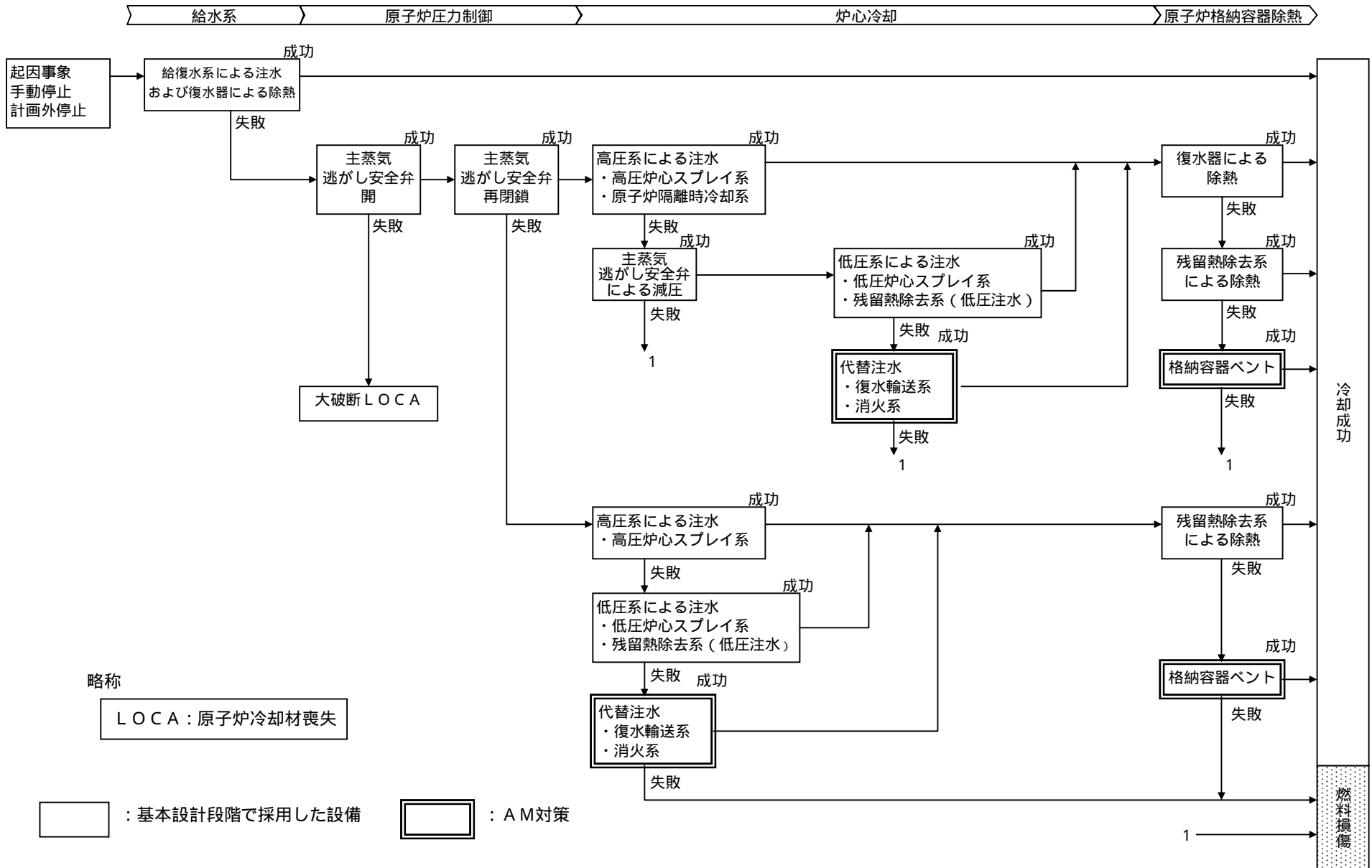
中破断 LOCA (ATWS 含む) のイベントツリー



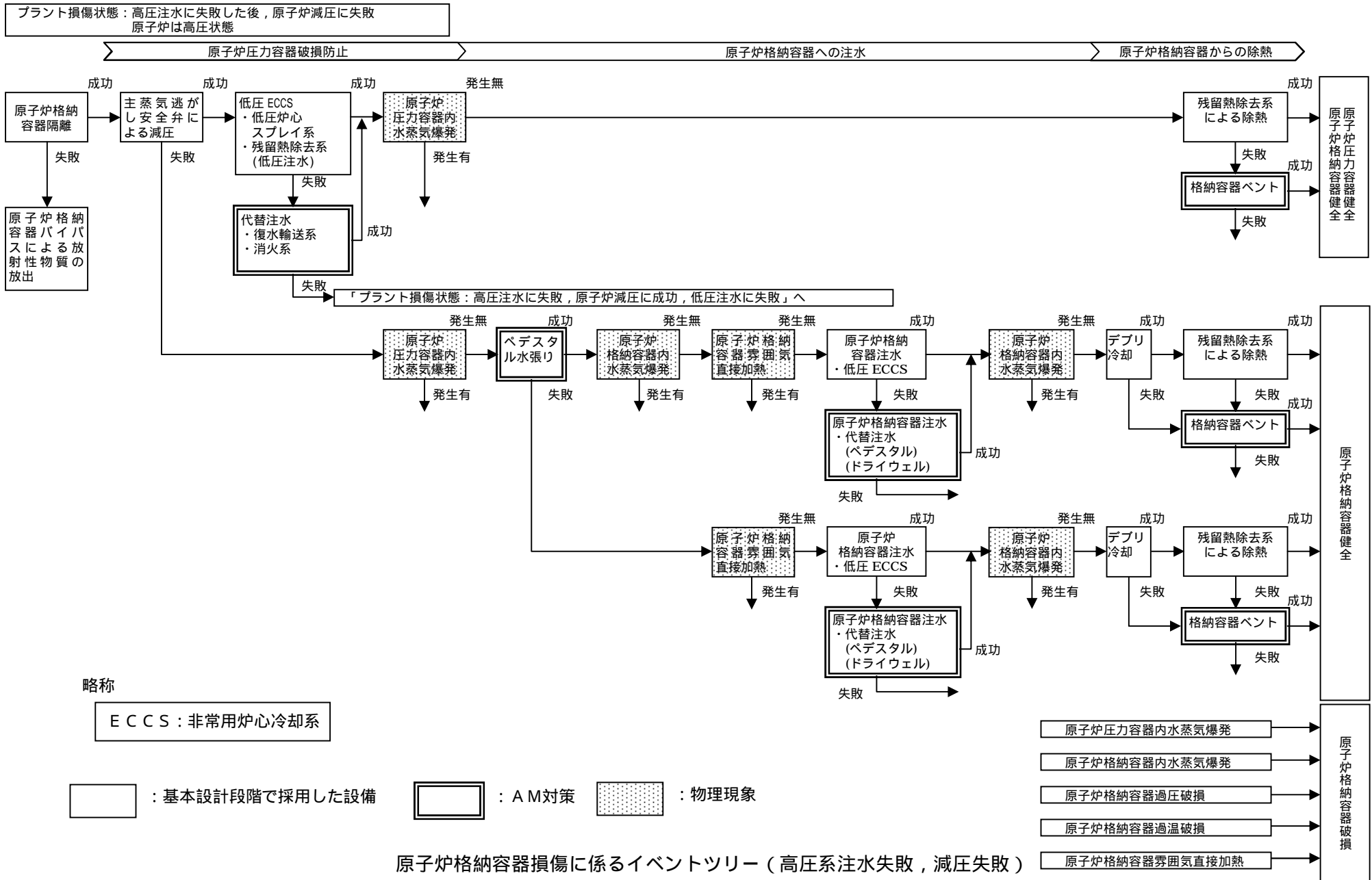
小破断 LOCA (ATWS 含む) のイベントツリー



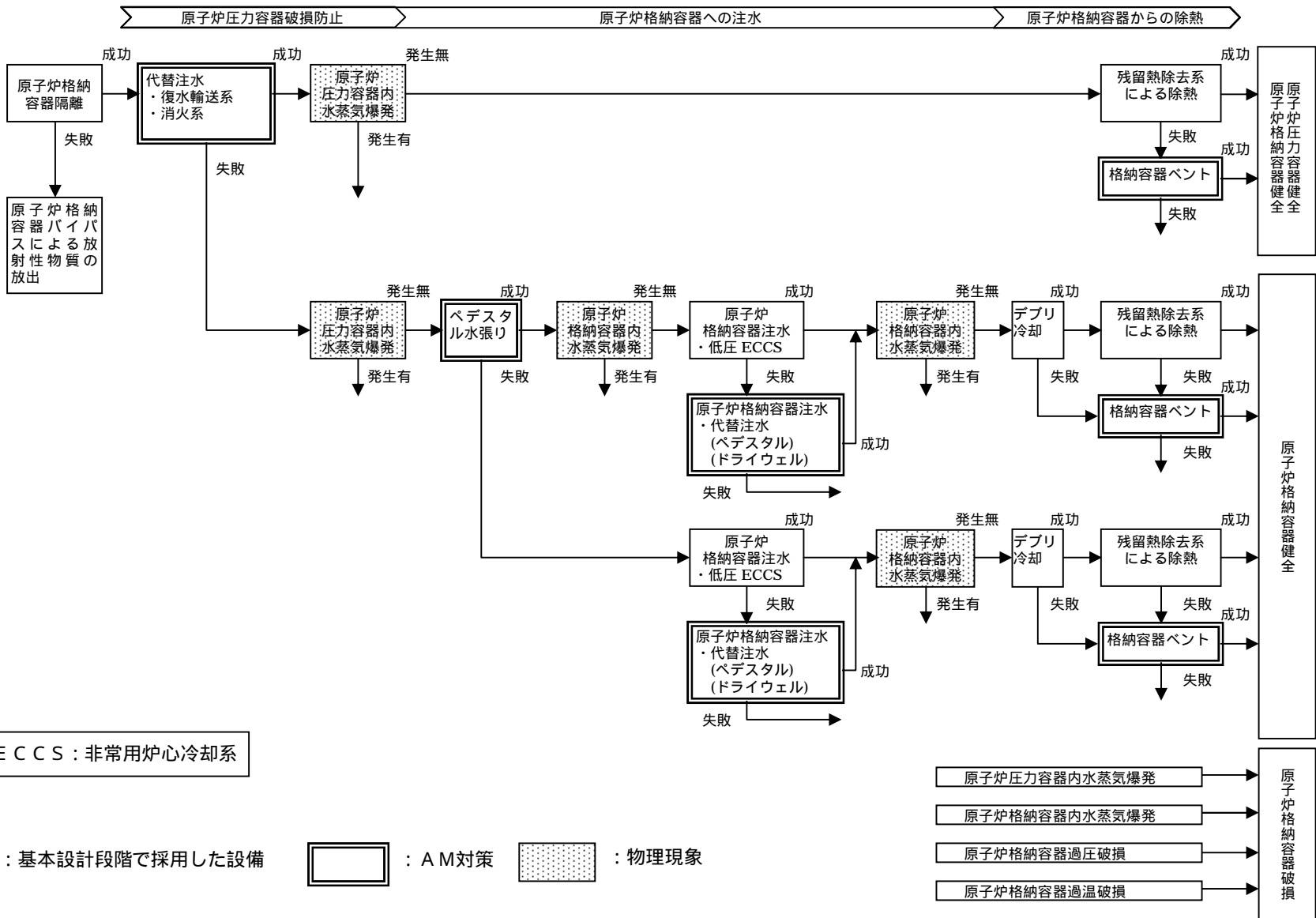
その他の過渡変化のイベントツリー



手動停止のイベントツリー



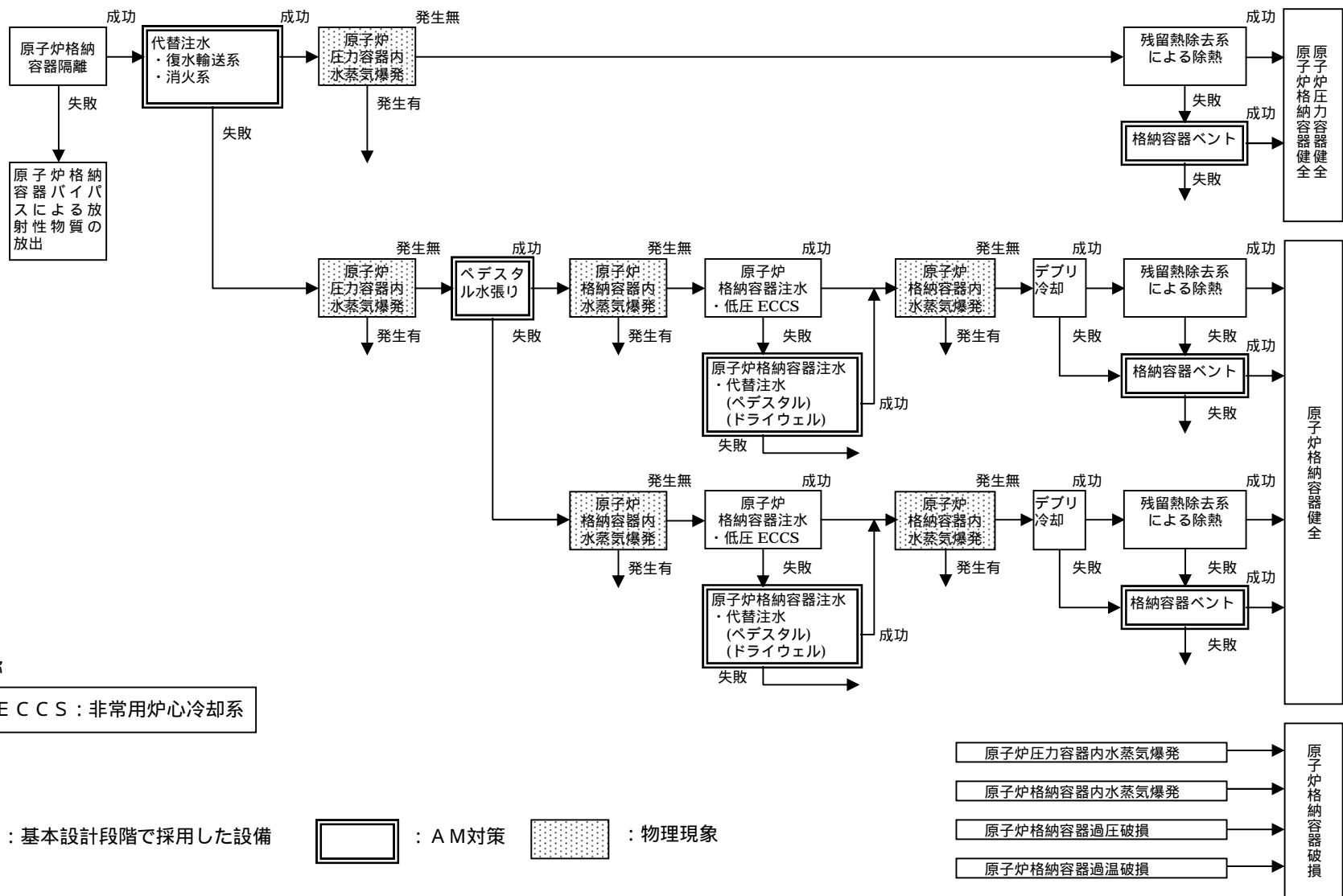
プラント損傷状態：高圧注水に失敗，原子炉減圧に成功，低圧注水に失敗
原子炉は低圧状態



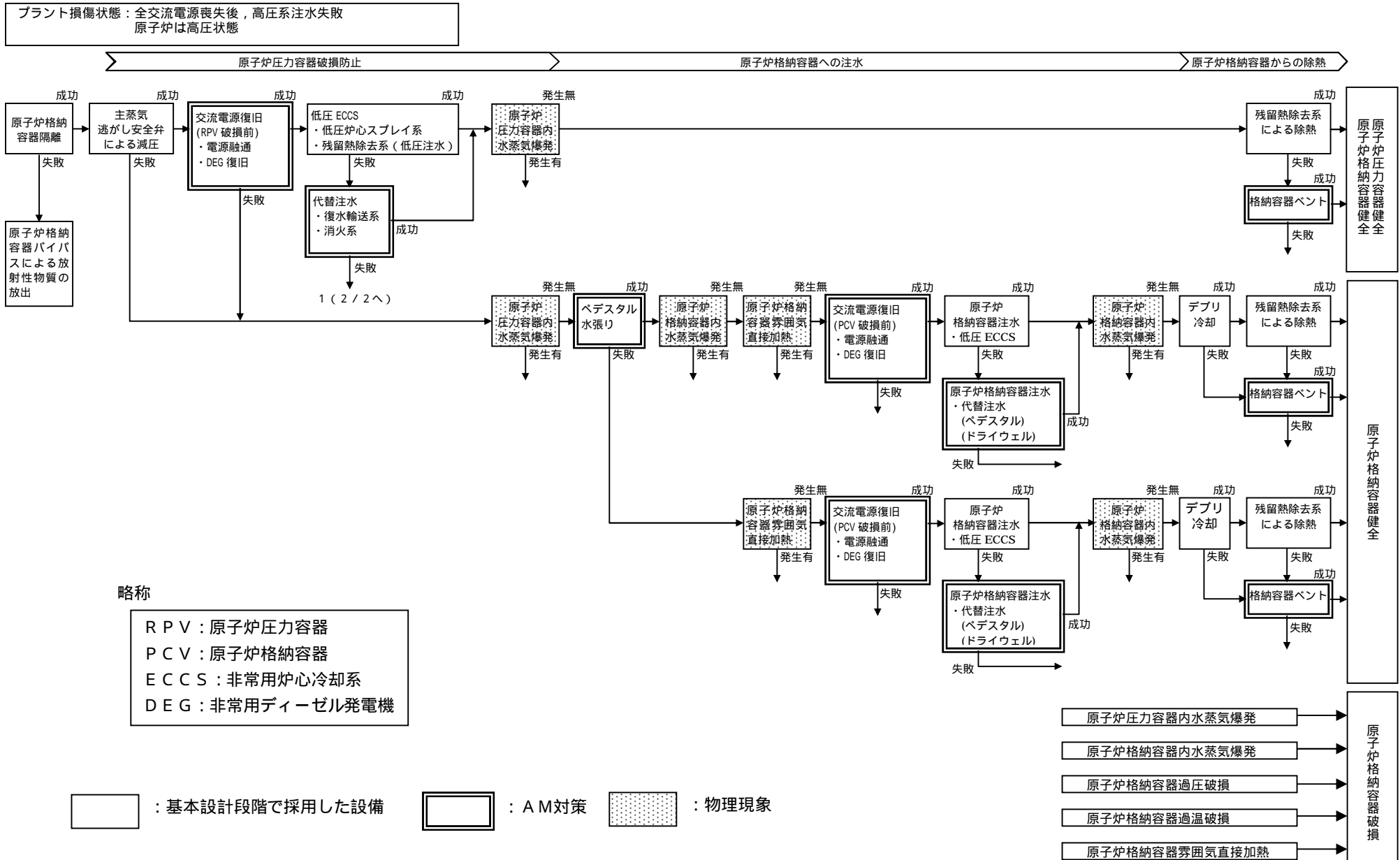
原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー（高圧系，低圧系注水失敗）

プラント損傷状態：原子炉冷却材喪失，原子炉注水機能喪失
原子炉は低圧状態

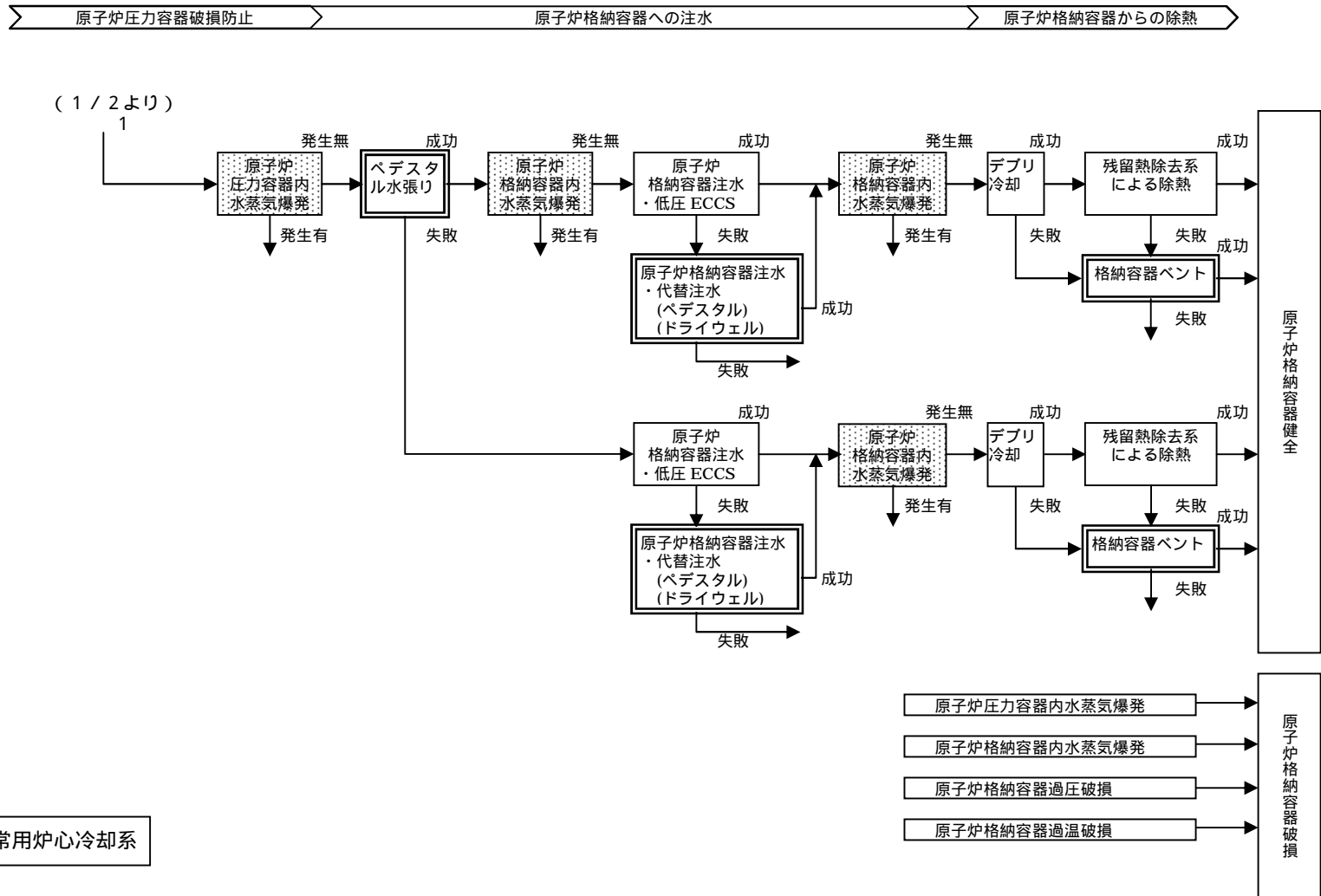
原子炉圧力容器破損防止 原子炉格納容器への注水 原子炉格納容器からの除熱



原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー（原子炉冷却材喪失）

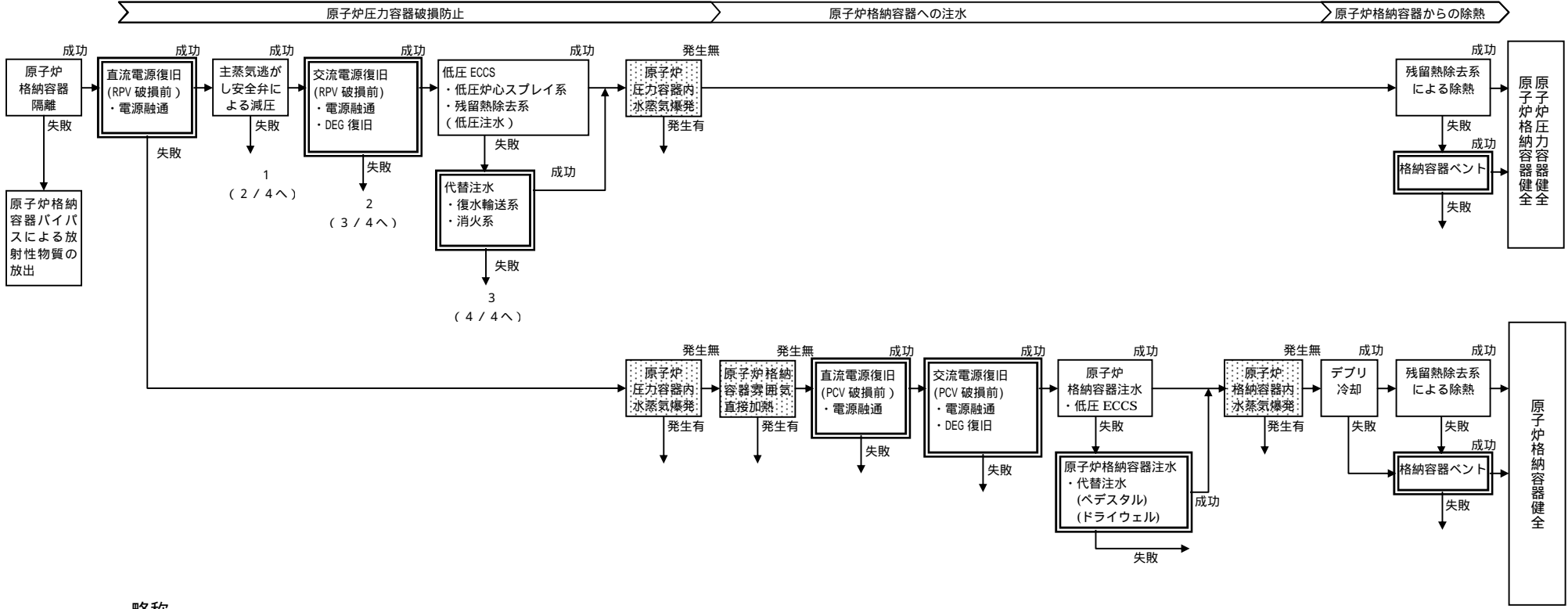


原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー（全交流電源喪失（高压系注水失敗））(1/2)



原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー (全交流電源喪失 (高圧系注水失敗))(2/2)

プラント損傷状態：全交流電源喪失後，直流電源喪失
原子炉は高圧状態



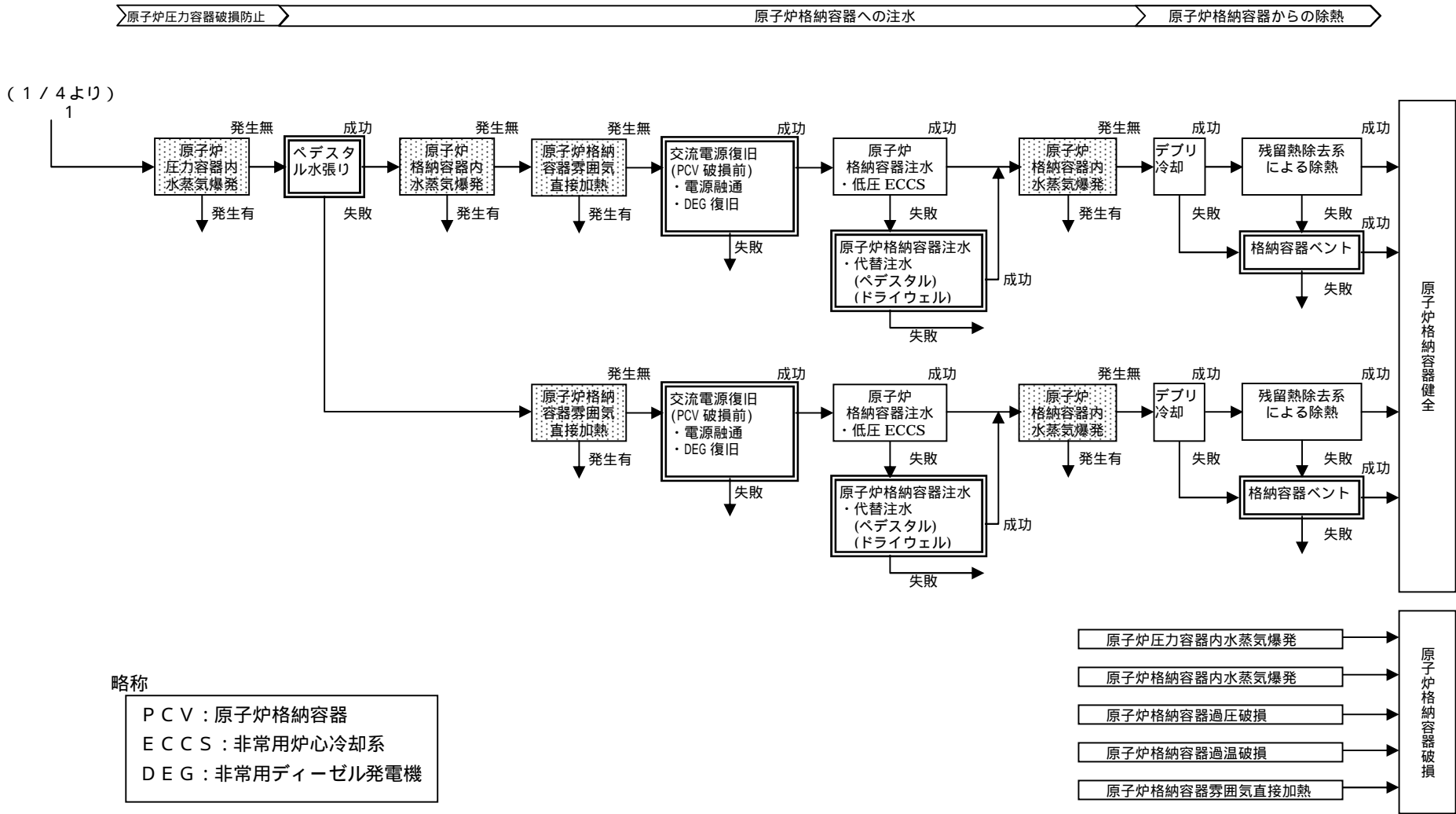
略称

- R P V : 原子炉压力容器
- P C V : 原子炉格納容器
- E C C S : 非常用炉心冷却系
- D E G : 非常用ディーゼル発電機

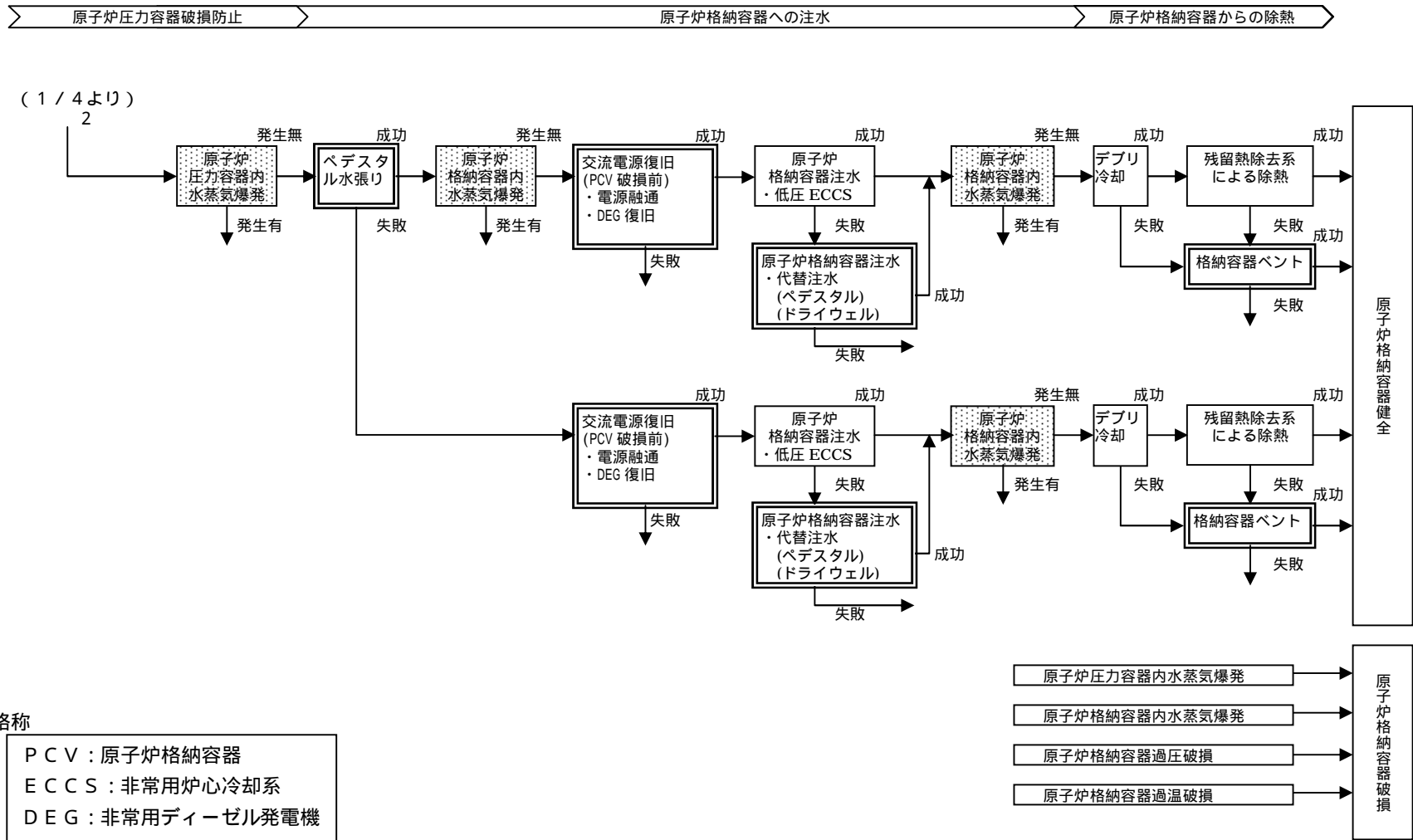
□ : 基本設計段階で採用した設備 □ : A M対策 □ : 物理現象

- 原子炉压力容器内水蒸気爆発
 - 原子炉格納容器内水蒸気爆発
 - 原子炉格納容器過圧破損
 - 原子炉格納容器過温破損
 - 原子炉格納容器雰囲気直接加熱
- 原子炉格納容器破損

原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー（全交流電源喪失（直流電源枯渇または直流電源喪失））(1/4)



原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー (全交流電源喪失 (直流電源枯渇または直流電源喪失))(2/4)



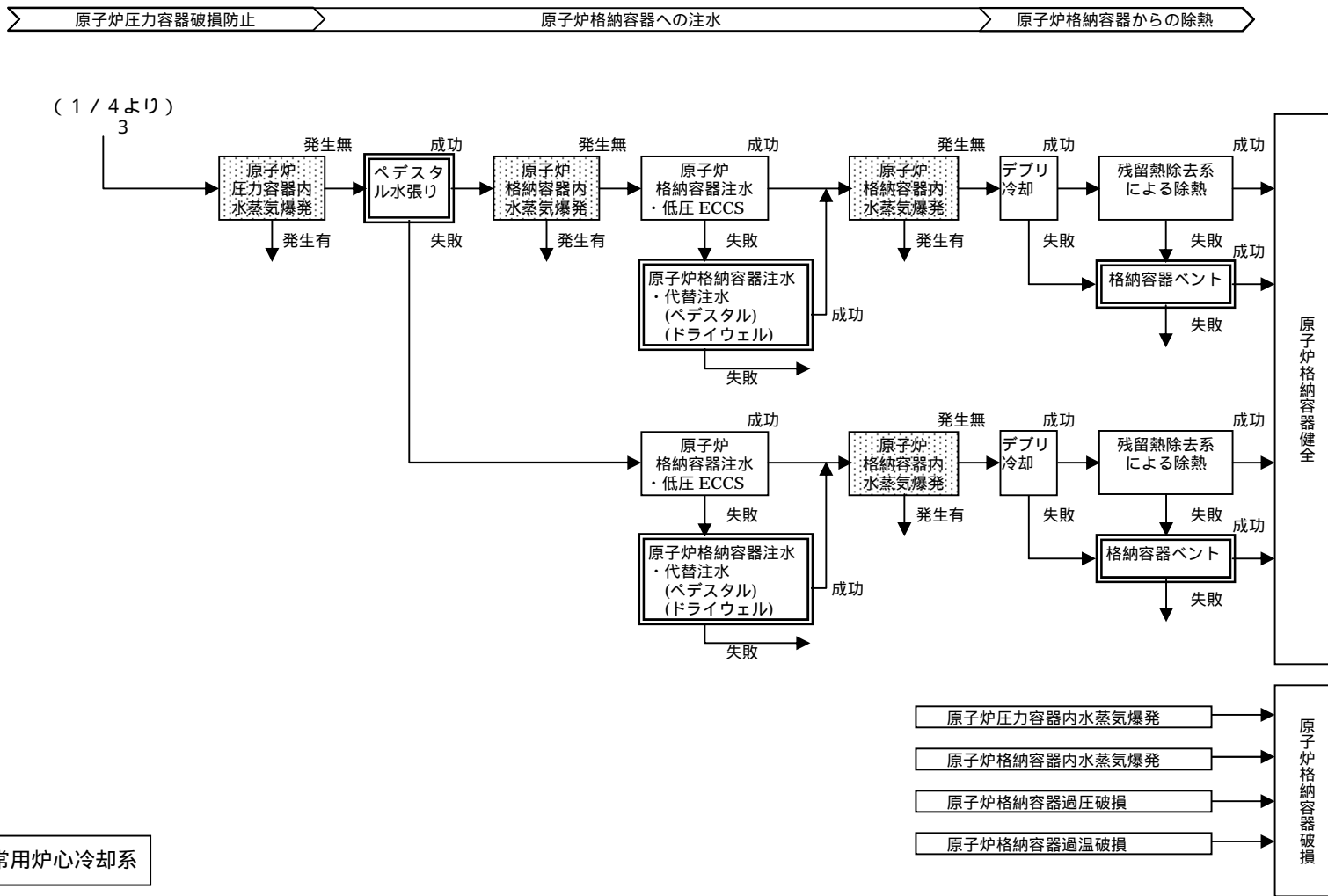
(1/4より)
2

略称
 PCV : 原子炉格納容器
 ECCS : 非常用炉心冷却系
 DEG : 非常用ディーゼル発電機

□ : 基本設計段階で採用した設備 □ (二重線) : AM対策 □ (点線) : 物理現象

原子炉压力容器内水蒸気爆発
 原子炉格納容器内水蒸気爆発
 原子炉格納容器過圧破損
 原子炉格納容器過温破損

原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー (全交流電源喪失 (直流電源枯渇または直流電源喪失))(3/4)



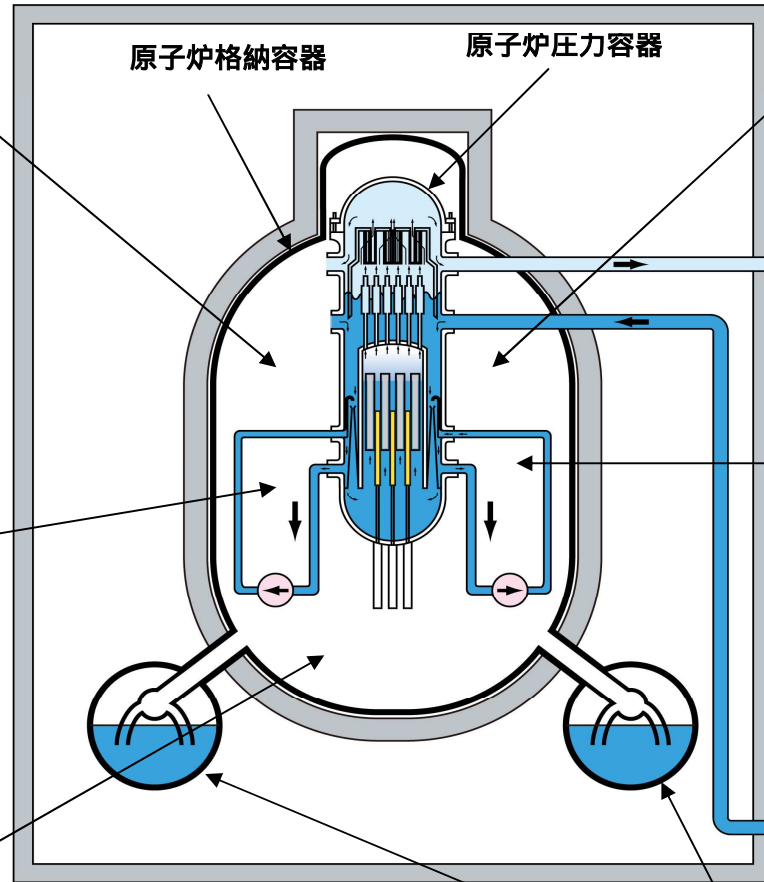
□ : 基本設計段階で採用した設備 □ : AM対策 □ : 物理現象

原子炉格納容器損傷に係るイベントツリー (全交流電源喪失 (直流電源枯渇または直流電源喪失))(4/4)

水蒸気（崩壊熱）による過圧
注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により、ゆっくりと原子炉格納容器内の圧力が上昇していく現象であり、この他にデブリが冷却されない場合のコア・コンクリート反応により発生する非凝縮性ガスが蓄積することによる圧力上昇も含まれる。

未臨界確保失敗時の過圧
原子炉停止に失敗した場合に、原子炉内で核分裂反応が継続することにより発生する大量の蒸気により、早期に原子炉格納容器内の圧力が上昇していく現象。

水蒸気爆発
デブリが大量に水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、デブリの持つ熱エネルギーにより爆発的に水が気化する現象。



原子炉格納容器雰囲気直接加熱
原子炉压力容器が高圧状態で破損した場合に、放出されるデブリによって原子炉格納容器雰囲気が直接加熱される現象。

貫通部過温
デブリから発生する崩壊熱により原子炉格納容器雰囲気がゆっくりと加熱され、原子炉格納容器貫通部等が熱的に損傷する現象。

サプレッション
チェンバ

原子炉格納容器内での事象進展に係る物理現象

参 考 資 料

- 参考資料 1 地震，津波および地震と津波の重畳時における原子炉および燃料プールの継続時間評価

地震，津波および地震と津波の重畳時における原子炉および燃料プールの 継続時間評価

【概要】

原子炉および燃料プールにおいて，地震および地震と津波の重畳では全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳の状態，津波では最終ヒートシンク喪失の状態が，クリフエッジの事故シナリオになる。これらの状態においても，原子炉については原子炉隔離時冷却系および緊急安全対策で配備した送水車により注水を行うことが可能であり，燃料プールについては送水車により注水を行うことが可能である。

地震，津波および地震と津波の重畳における継続時間評価（以下，「本評価」という。）では，全交流電源喪失または最終ヒートシンク喪失の単独の評価（以下，「基本評価」という。）に対し，クリフエッジとなる耐震裕度または許容津波高さから，緊急安全対策および更なる信頼性向上対策による注水機能等を果たす設備の利用可否の検討を行うとともに，使用可能な水源，燃料の保有量等の評価条件は，以下のとおりとする。

- ・地震時は，クリフエッジとなる耐震裕度 1.69 を確保できない設備は使用できないものとし，使用可能な水源は，輪谷貯水槽および海水とする。
- ・津波時は，クリフエッジとなる許容津波高さ EL15.0m より低い位置にある設備は使用できないものとし，使用可能な水源は，復水貯蔵タンク，補助復水貯蔵タンク，純水タンク，ろ過水タンク，輪谷貯水槽および海水とする。
- ・送水車等の燃料となる軽油の保有量については，各事故シナリオにおける軽油タンク等の使用可否を考慮した保有量とする。

評価結果は，地震および地震と津波の重畳の場合，運転時においては約 12 日間，停止時においては約 51 日間となる。

また，津波の場合，運転時においては約 22 日間，停止時においては約 60 日間となる。

これらの評価結果は，プラント外部からの支援（淡水等の補給）がない場合であり，プラント外部からの支援を期待するのに十分な時間余裕と考えられる。

【詳細】

地震，津波および地震と津波の重畳におけるクリフエッジ評価では，原子炉および燃料プールについて，耐震裕度 1.69 および許容津波高さ EL15.0m がクリフエッジとなる。

クリフエッジにおける外部電源，非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷

却系および原子炉補機海水系の機能状態は表1のとおりとなり、地震および地震と津波の重畳では全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳の状態、津波では最終ヒートシンク喪失の状態となる。

表1 クリフエッジにおける機能状態（事故シナリオ）

| | 交流電源 | | 最終ヒートシンク |
|----------|-------------------|------------------------|--------------------------|
| | 外部電源 | 非常用ディーゼル発電機 | 原子炉補機冷却系 原子炉補機海水系 |
| 地震 | × (がいし等：1.0未満) | × (原子炉補機海水系配管：1.57) | × (原子炉補機海水系配管：1.57) |
| 津波 | | × (燃料移送ポンプ：EL8.5m) | × (原子炉補機海水ポンプ：EL8.5m) |
| 地震と津波の重畳 | × | × | × |

注：括弧内は機能喪失する要因

これらクリフエッジの場合のいずれの事故シナリオも、原子炉については原子炉隔離時冷却系および緊急安全対策で配備した送水車により注水を行うことが可能であり、燃料プールについては、送水車により注水を行うことができる。

本評価では、基本評価に対し、クリフエッジとなる耐震裕度または許容津波高さから緊急安全対策および更なる信頼性向上対策による注水機能等を果たす設備の使用可否の検討を行うとともに、冷却に使用可能な水源、燃料の保有量等の評価条件については以下のとおりとする（表2参照）。

- ・地震時は、クリフエッジとなる耐震裕度 1.69 を確保できない設備は使用できないものとし、使用可能な水源は、輪谷貯水槽および海水とする。
- ・津波時は、クリフエッジとなる許容津波高さ EL15.0m より低い位置にある設備は使用できないものとし、使用可能な水源は、復水貯蔵タンク、補助復水貯蔵タンク、純水タンク、ろ過水タンク、輪谷貯水槽および海水とする。
- ・送水車等の燃料となる軽油の保有量については、各事故シナリオにおける軽油タンク等の使用可否を考慮した保有量とする。

評価の結果を表3に示す。

表3 継続時間評価結果

| | 運転時 | 停止時 |
|----------|-----------------|-----------------|
| 地震 | 約 12 日間 (図 1) | 約 51 日間 (図 2) |
| 津波 | 約 22 日間 (図 3) | 約 60 日間 (図 4) |
| 地震と津波の重畳 | 約 12 日間 (図 5) | 約 51 日間 (図 6) |

これらの評価結果は、プラント外部からの支援（淡水等の補給）がない場合であり、プラント外部からの支援を期待するのに十分な時間余裕と考えられる。

なお、プラント外部からの支援として、内航タンカーによる淡水の海上輸送を想定している。

内航タンカーによる淡水の海上輸送については、島根原子力発電所に入港可能な 2,000～5,000kl の内航タンカーを使用し、瀬戸内海側の火力発電所等で給水し、島根原子力発電所まで海上輸送する。

以 上

S2 参考 R0

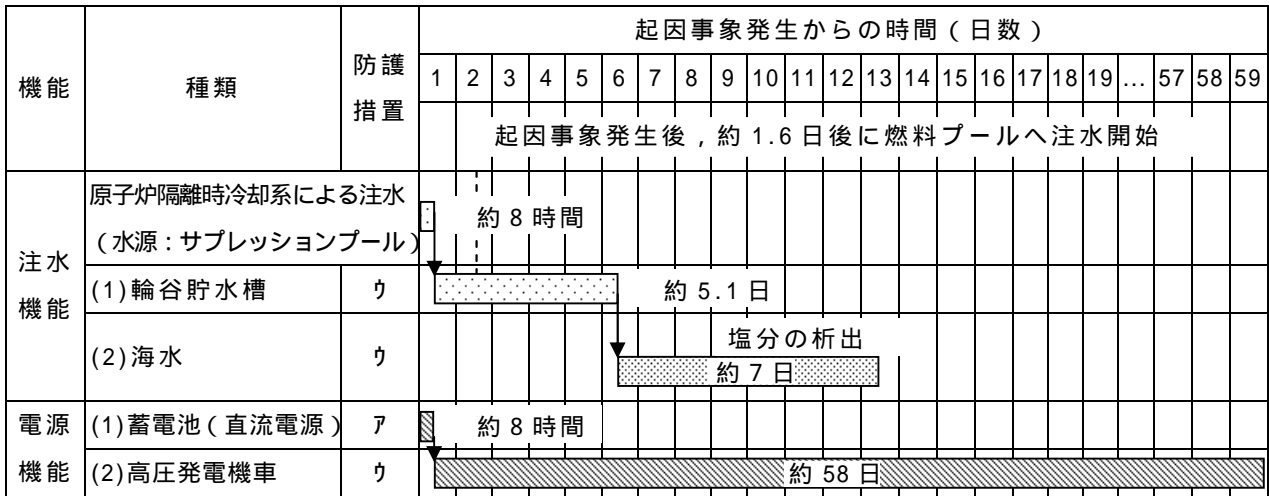
表 2 地震、津波および地震と津波重畳評価における注水機能および電源機能を果たす設備の使用可否、並びに各事故シナリオでの使用可能な水源等と継続時間評価結果

| | | ストレステスト 報告書評価条件 (基本評価) | 設備の使用可否 | | | 地震における評価 | 津波における評価 | 地震と津波の重畳に おける評価 | 備考 | |
|------------|------------------------------|--|--|--|-----------------------|-----------------------|-----------------------|--|-----------------------|-----------------------------|
| | | | 地震 原子炉：1.69 燃料プール：1.96 (耐震裕度) | 津波 原子炉：EL15.0m 燃料プール EL15.0m (許容津波高さ) | 地震と津波の 重畳 | | | | | |
| 注水機能 | 2号 - 復水貯蔵タンク | 運転時：1,202m ³ 停止時：110m ³ | × | (-) | (EL15.0m) | × | - | 運転時：1,202m ³ 停止時：110m ³ | - | 地震、地震と津波の重畳における 評価では使用不可 |
| | 2号 - 補助復水貯蔵タンク | 運転時：1,249m ³ 停止時：49m ³ | × | (-) | (EL15.0m) | × | - | 運転時：1,249m ³ 停止時：49m ³ | - | 地震、地震と津波の重畳における 評価では使用不可 |
| | A, B - 純水タンク ¹ | 618m ³ | × | (-) | (EL15.0m) | × | - | 618m ³ | - | 地震、地震と津波の重畳における 評価では使用不可 |
| | 2号 - ろ過水タンク | 2,263.8m ³ | × | (-) | (EL30.2m) | × | - | 2,263.8m ³ | - | 地震、地震と津波の重畳における 評価では使用不可 |
| | 輪谷貯水槽 ² | 10,800m ³ | (2.0以上) | (EL44.0m) | | 8,100m ³ | 10,800m ³ | 8,100m ³ | | |
| | 海水 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | 塩分が析出するまでの 期間は使用可能 | |
| 電源機能 | 2号 - 蓄電池 | 容量：8時間 | (2.0以上) | (EL15.0m) | | 容量：8時間 | 容量：8時間 | 容量：8時間 | | |
| | 1号 - 燃料小出槽(A/B) | 0.32kl | (2.0以上) | (EL15.0m未満) | × | 0.32kl | - | - | | 津波、地震と津波の重畳における 評価では使用不可 |
| | 1号 - 燃料油貯蔵タンク(A/B) | 82kl | (2.0以上) | (EL15.0m) | | 82kl | 82kl | 82kl | | |
| | 2号 - 燃料デイトンク(A/B) | 26.9kl | (2.0以上) | (EL15.0m) | | 26.9kl | 26.9kl | 26.9kl | | |
| | 2号 - HPCS燃料デイトンク | 7.7kl | (2.0以上) | (EL15.0m) | | 7.7kl | 7.7kl | 7.7kl | | |
| | 2号 - 燃料貯蔵タンク(A/B) | 279.2kl | (2.0以上) | (EL15.0m) | | 279.2kl | 279.2kl | 279.2kl | | |
| | 2号 - HPCS燃料貯蔵タンク | 159.5kl | (2.0以上) | (EL15.0m) | | 159.5kl | 159.5kl | 159.5kl | | |
| | 3号 - 燃料デイトンク(A/B/C) | 34.35kl | (2.0以上) | (EL22.1m) | | 34.35kl | 34.35kl | 34.35kl | | |
| | 3号 - 軽油タンク(A/B) | 961.8kl | (2.0以上) | (EL15.0m) | | 961.8kl | 961.8kl | 961.8kl | | |
| | ガスタービン発電機用軽油タンク ³ | 200kl | × | (-) | (EL44.0m) | × | - | 200kl | - | 地震、地震と津波の重畳における 評価では使用不可 |
| 継続時間 評価 | 運転時 | 約23日間(全交流電源喪失) | - | - | - | 約12日間 | 約22日間 | 約12日間 | | |
| | 停止時 | 約58日間(全交流電源喪失) | - | - | - | 約51日間 | 約60日間 | 約51日間 | | |

1 A, B - 純水タンクは、島根1, 2号機で共用する。

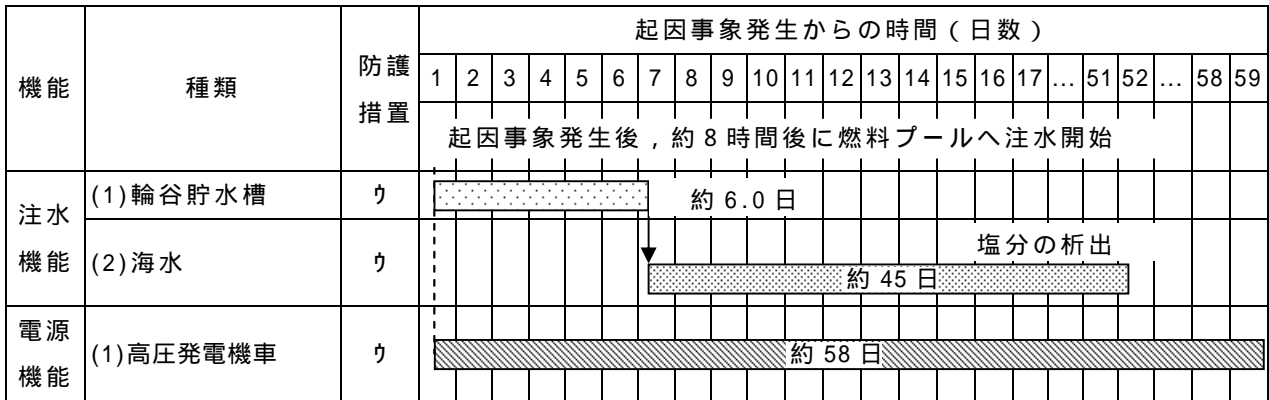
2 輪谷貯水槽は、島根1, 2, 3号機で共用する。

3 ガスタービン発電機の燃料として使用する。



防護措置 ア. 基本設計段階で採用した設備
ウ. 緊急安全対策

図 1 運転時における注水・電源機能の継続時間評価（地震）



防護措置 ウ. 緊急安全対策

図 2 停止時における注水・電源機能の継続時間評価（地震）

地震時の水源枯渇時間および電源機能の継続時間については，基本評価と同様の評価方法にて評価した。詳細について添付 1 に示す。

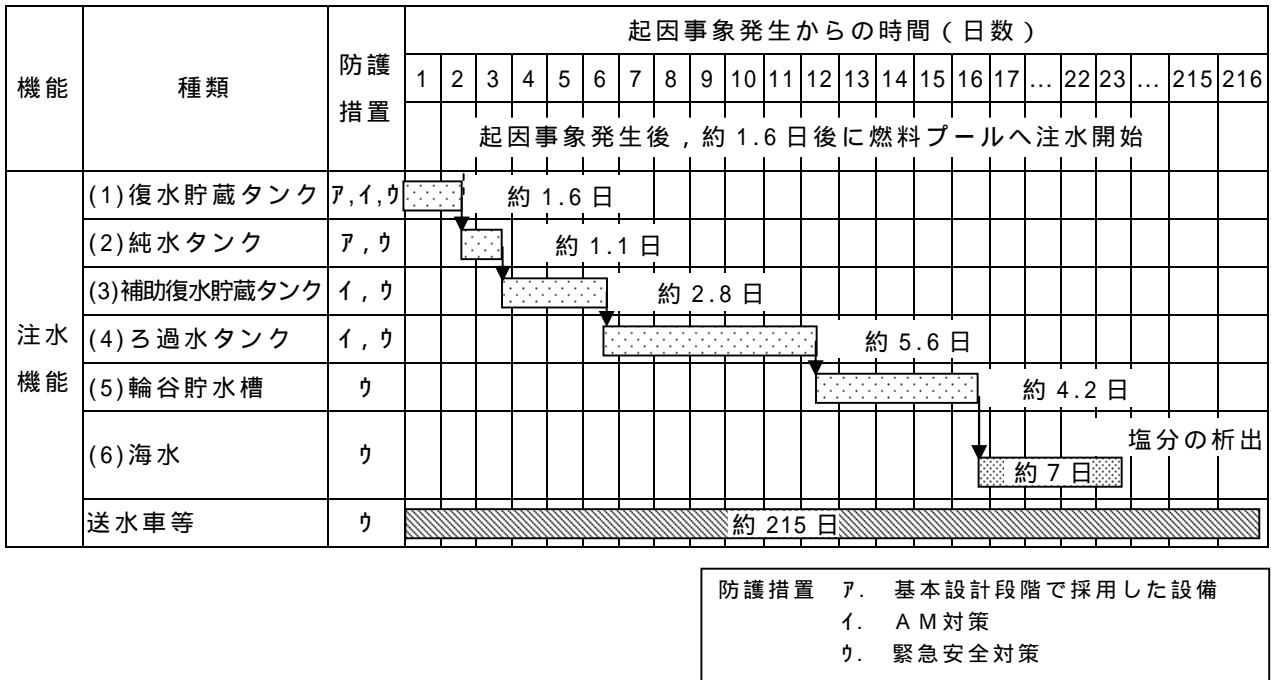


図 3 運転時における注水機能・燃料供給の継続時間評価（津波）

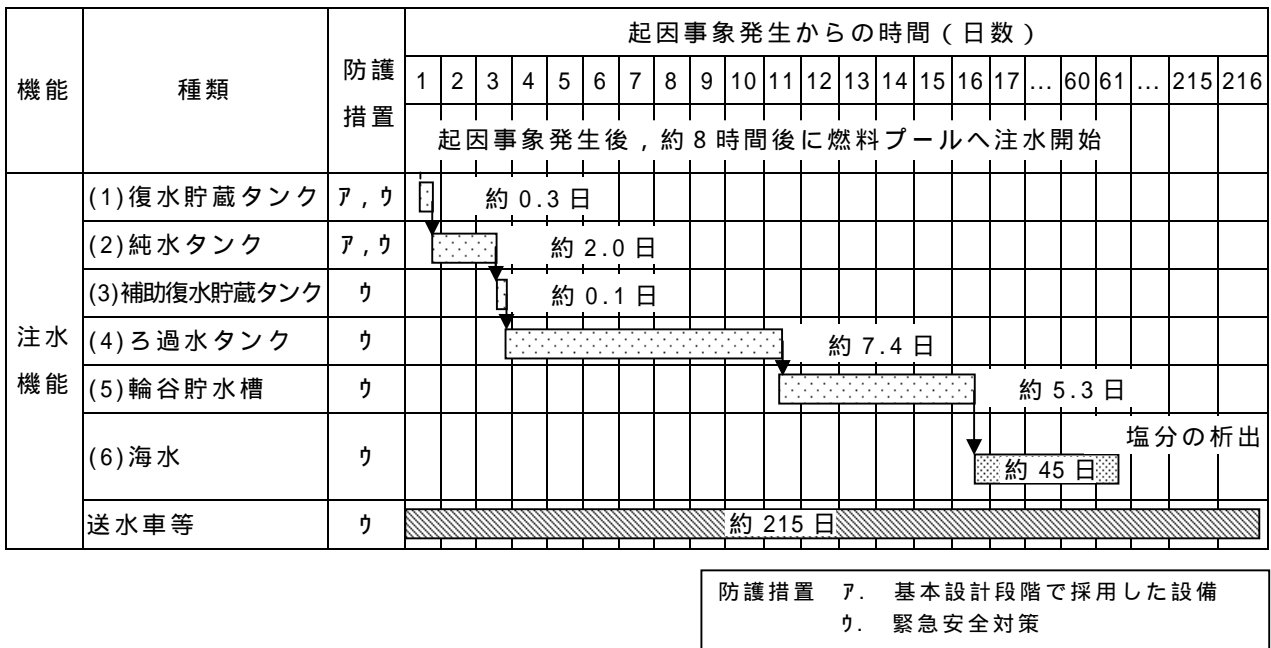


図 4 停止時における注水機能・燃料供給の継続時間評価（津波）

津波時の水源枯渇時間および燃料供給の継続時間については，基本評価と同様の評価方法にて評価した。詳細について添付 2 に示す。

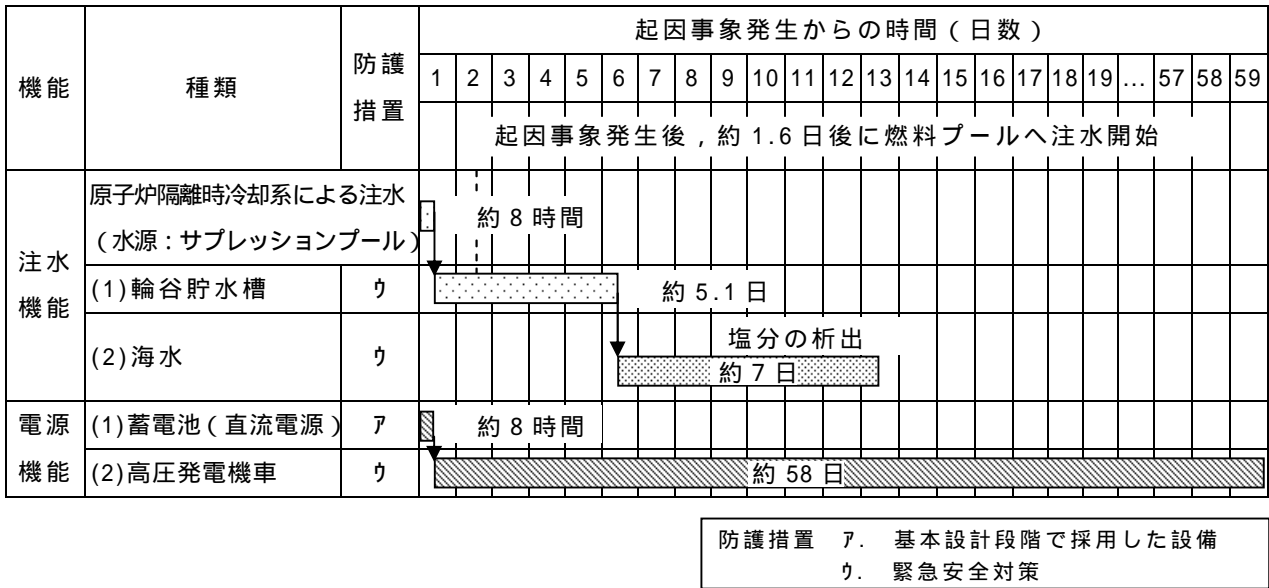


図 5 運転時における注水・電源機能の継続時間評価（地震と津波の重畳）

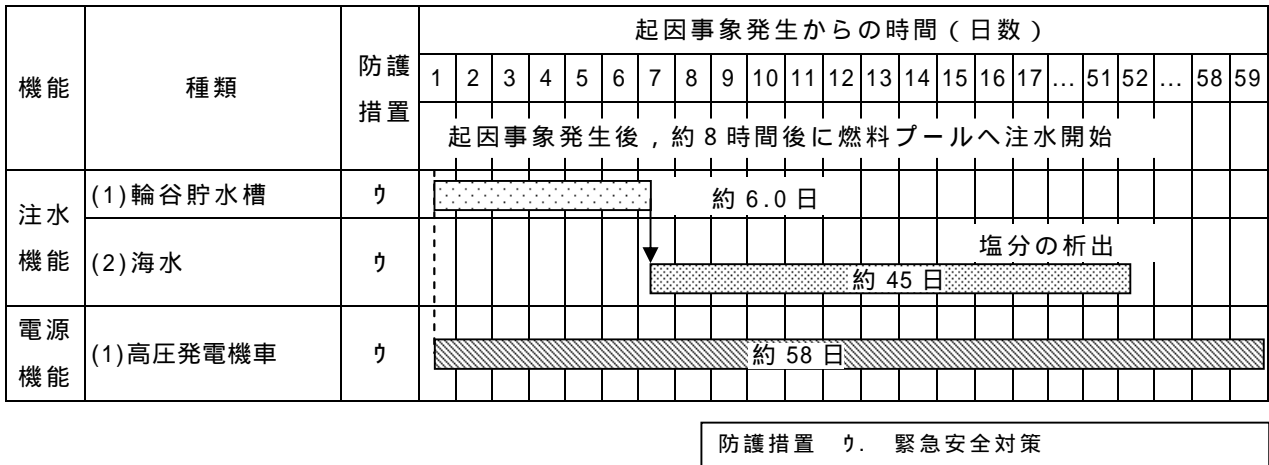


図 6 停止時における注水・電源機能の継続時間評価（地震と津波の重畳）

地震と津波の重畳時の水源枯渇時間および電源機能の継続時間については，基本評価と同様の評価方法にて評価した。詳細について添付 3 に示す。

地震時の継続時間評価

1. 水源枯渇時間評価

(1) 運転時の評価

原子炉へは事象発生直後から注水を開始し、燃料プールへは事象発生後、燃料プールのプール水温が 100 に到達する約 1.6 日後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|-----------------------------------|-------------------------|---------------------|
| 原子炉隔離時冷却系による注水 (水源：サプレッションプール) | | 約 0.3 日 (約 8 時間) |
| 輪谷貯水槽 ¹ | 8,100 | 約 5.1 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 5 日 |

- 1 輪谷貯水槽は島根 1, 2, 3 号機で共用であり、島根 1, 3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

(2) 停止時の評価

燃料プールへは事象発生後、注水のラインナップ時間を踏まえ、約 8 時間後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|--------------------|-------------------------|---------------------|
| 燃料プールへの注水開始までの時間 | | 約 0.3 日 (約 8 時間) |
| 輪谷貯水槽 ¹ | 8,100 | 約 6.0 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 6 日 |

- 1 輪谷貯水槽は島根 1, 2, 3 号機で共用であり、島根 1, 3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

2. 電源機能継続時間評価

(1) 燃料（軽油）の保有量

発電所構内にある燃料（軽油）の保有量を以下に示す。

| タンク | 保有量 (kl) |
|---------------------------|----------|
| 1号 - 燃料小出槽 (A / B) | 0.32 |
| 1号 - 燃料油貯蔵タンク (A / B) | 82 |
| 2号 - 燃料デイトank (A / B) | 26.9 |
| 2号 - H P C S 燃料デイトank | 7.7 |
| 2号 - 燃料貯蔵タンク (A / B) | 279.2 |
| 2号 - H P C S 燃料貯蔵タンク | 159.5 |
| 3号 - 燃料デイトank (A / B / C) | 34.35 |
| 3号 - 軽油タンク (A / B) | 961.8 |
| 合計 | 1,551.77 |

(2) 燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量

燃料（軽油）を必要とする設備とその燃料消費量を以下に示す。

| 対象設備 | 台数 | 燃料消費量 (l/h) | 備考 |
|-------------------------|----|-------------|----------------|
| 高圧発電機車 1,000kVA | 1 | 223.7 | |
| 高圧発電機車 500kVA | 3 | 360 | 1台あたり 120 l/h |
| 高圧発電機車 500kVA | 1 | 134 | |
| 可搬式発電機 400kVA | 1 | 101.1 | |
| 送水車 | 1 | 60 | |
| 送水車 | 1 | 24 | |
| 送水車 | 1 | 21 | |
| 化学消防車 | 1 | 27.5 | |
| タンクローリ | 1 | 7.7 | |
| タンクローリ | 1 | 9.4 | |
| 燃料採取用中間ポンプ駆動用 コンプレッサ | 2 | 12 | 1台あたり 6 l/h |
| ホイールローダ | 1 | 13.3 | |
| ホイールローダ | 1 | 14.3 | |
| バックホー | 2 | 37.6 | 1台あたり 18.8 l/h |
| 130t クレーン | 1 | 10 | |
| 合計 | | 約 1,100 | |

(3) 電源機能継続時間

発電所構内に保有している燃料（軽油）と燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量から電源機能継続時間を以下のとおり評価する。

$$1,551.77\text{kl} / (1.1\text{kl} / \text{h} \times 24\text{h}) = \text{約 } 58 \text{ 日}$$

津波時の継続時間評価

1. 水源枯渇時間評価

(1) 運転時の評価

原子炉へは事象発生直後から注水を開始し、燃料プールへは事象発生後、燃料プールのプール水温が 100 に到達する約 1.6 日後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|-----------------------|--------------------------|---------------|
| (1)復水貯蔵タンク | 1,202 | 約 1.6 日 |
| (2)純水タンク ¹ | 618 | 約 1.1 日 |
| (3)補助復水貯蔵タンク | 1,249 | 約 2.8 日 |
| (4)ろ過水タンク | 2,263.8 | 約 5.6 日 |
| (5)輪谷貯水槽 ² | 10,800 | 約 4.2 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 15 日 |

- 1 純水タンクは島根 1, 2 号機で共用であるため、島根 1 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。
- 2 輪谷貯水槽は島根 1, 2, 3 号機で共用であり、島根 1, 3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

(2) 停止時の評価

燃料プールへは事象発生後、燃料プールのプール水温が 100 に到達する約 8 時間後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|-----------------------|-------------------------|---------------------|
| 燃料プールへの注水開始までの時間 | | 約 0.3 日 (約 8 時間) |
| (1)復水貯蔵タンク | 110 | 約 0.3 日 |
| (2)純水タンク ¹ | 618 | 約 2.0 日 |
| (3)補助復水貯蔵タンク | 49 | 約 0.1 日 |
| (4)ろ過水タンク | 2,263.8 | 約 7.4 日 |
| (5)輪谷貯水槽 ² | 10,800 | 約 5.3 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 15 日 |

- 1 純水タンクは島根 1, 2 号機で共用であるため、島根 1 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。
- 2 輪谷貯水槽は島根 1, 2, 3 号機で共用であり、島根 1, 3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

2. 燃料枯渇時間評価

(1) 燃料（軽油）の保有量

発電所構内にある燃料（軽油）の保有量を以下に示す。

| タンク | 保有量 (kl) |
|--------------------------|----------|
| 1号 - 燃料油貯蔵タンク (A / B) | 82 |
| 2号 - 燃料デイトンク (A / B) | 26.9 |
| 2号 - H P C S 燃料デイトンク | 7.7 |
| 2号 - 燃料貯蔵タンク (A / B) | 279.2 |
| 2号 - H P C S 燃料貯蔵タンク | 159.5 |
| 3号 - 燃料デイトンク (A / B / C) | 34.35 |
| 3号 - 軽油タンク (A / B) | 961.8 |
| 合計 | 1,551.45 |

(2) 燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量

燃料（軽油）を必要とする設備とその燃料消費量を以下に示す。

| 対象設備 | 台数 | 燃料消費量 (l/h) | 備考 |
|---------------------------|----|-------------|----------------|
| 送水車 | 1 | 60 | |
| 送水車 | 1 | 24 | |
| 送水車 | 1 | 21 | |
| 化学消防車 | 1 | 27.5 | |
| タンクローリ | 1 | 7.7 | |
| タンクローリ | 1 | 9.4 | |
| 燃料抜き取り用中間ポンプ駆動用 コンプレッサ | 2 | 12 | 1台あたり 6 l/h |
| ホイールローダ | 1 | 13.3 | |
| ホイールローダ | 1 | 14.3 | |
| バックホー | 2 | 37.6 | 1台あたり 18.8 l/h |
| 130t クレーン | 1 | 10 | |
| 合計 | | 約 300 | |

(3) 電源機能継続時間

発電所構内に保有している燃料（軽油）と燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量から電源機能継続時間を以下のとおり評価する。

$$1,551.45\text{kl} / (0.3\text{kl} / \text{h} \times 24\text{h}) = \text{約 } 215 \text{日}$$

地震と津波の重畳時の継続時間評価

1. 水源枯渇時間評価

(1) 運転時の評価

原子炉へは事象発生直後から注水を開始し、燃料プールへは事象発生後、燃料プールのプール水温が 100 に到達する約 1.6 日後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|-----------------------------------|-------------------------|---------------------|
| 原子炉隔離時冷却系による注水 (水源：サプレッションプール) | | 約 0.3 日 (約 8 時間) |
| 輪谷貯水槽 ¹ | 8,100 | 約 5.1 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 5 日 |

- 1 輪谷貯水槽は島根 1, 2, 3 号機で共用であり、島根 1, 3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

(2) 停止時の評価

燃料プールへは事象発生後、注水のラインナップ時間を踏まえ、約 8 時間後から注水を開始するとして評価する。

水源枯渇時間の評価結果を下表に示す。

| 水源 | 使用可能量 (m ³) | 水源枯渇時間 |
|--------------------|-------------------------|---------------------|
| 燃料プールへの注水開始までの時間 | | 約 0.3 日 (約 8 時間) |
| 輪谷貯水槽 ¹ | 8,100 | 約 6.0 日 |
| 事象発生からの水源枯渇までの時間 | | 約 6 日 |

- 1 輪谷貯水槽は島根 1, 2, 3 号機で共用であり、島根 1, 3 号機の影響を考慮して水源枯渇時間を評価している。

2. 電源機能継続時間評価

(1) 燃料（軽油）の保有量

発電所構内にある燃料（軽油）の保有量を以下に示す。

| タンク | 保有量 (kl) |
|---------------------------|----------|
| 1号 - 燃料油貯蔵タンク (A / B) | 82 |
| 2号 - 燃料デイトank (A / B) | 26.9 |
| 2号 - H P C S 燃料デイトank | 7.7 |
| 2号 - 燃料貯蔵タンク (A / B) | 279.2 |
| 2号 - H P C S 燃料貯蔵タンク | 159.5 |
| 3号 - 燃料デイトank (A / B / C) | 34.35 |
| 3号 - 軽油タンク (A / B) | 961.8 |
| 合計 | 1,551.45 |

(2) 燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量

燃料（軽油）を必要とする設備とその燃料消費量を以下に示す。

| 対象設備 | 台数 | 燃料消費量 (l/h) | 備考 |
|-------------------------|----|-------------|----------------|
| 高圧発電機 1,000kVA | 1 | 223.7 | |
| 高圧発電機 500kVA | 3 | 360 | 1台あたり 120 l/h |
| 高圧発電機 500kVA | 1 | 134 | |
| 可搬式発電機 400kVA | 1 | 101.1 | |
| 送水車 | 1 | 60 | |
| 送水車 | 1 | 24 | |
| 送水車 | 1 | 21 | |
| 化学消防車 | 1 | 27.5 | |
| タンクローリ | 1 | 7.7 | |
| タンクローリ | 1 | 9.4 | |
| 燃料採取用中間ポンプ駆動用 コンプレッサ | 2 | 12 | 1台あたり 6 l/h |
| ホイールローダ | 1 | 13.3 | |
| ホイールローダ | 1 | 14.3 | |
| バックホー | 2 | 37.6 | 1台あたり 18.8 l/h |
| 130t クレーン | 1 | 10 | |
| 合計 | | 約 1,100 | |

(3) 電源機能継続時間

発電所構内に保有している燃料（軽油）と燃料（軽油）を必要とする設備の燃料消費量から電源機能継続時間を以下のとおり評価する。

$$1,551.45\text{kl} / (1.1\text{kl} / \text{h} \times 24\text{h}) = \text{約 } 58 \text{ 日}$$